

**A REAKTORTARTÁLY SZERKEZETI INTEGRITÁSA –  
KÜLÖNÖS TEKINTETTEL AZ ÜZEMIDŐ HOSSZABBÍTÁSRA**

DOKTORI ÉRTEKEZÉS

Trampus Péter

Petten (NL) - Bicske

2004 - 2005

## Tartalom

<b>Tartalom</b>	2
<b>Köszönetnyilvánítás</b>	4
<b>Rövidítések</b>	5
<b>1. Bevezetés</b>	6
1.1. Az atomenergia helyzete a világban	6
1.2. Atomerőművek élettartam gazdálkodása és üzemidő hosszabbítása	8
1.3. Biztonság és gazdaságosság	12
1.4. A reaktortartály szerkezeti integritásának kitüntetett szerepe	15
<b>2. Az anyagtudomány és technológia szerepéről</b>	17
2.1. Anyagmegválasztás és élettartam kimerülés	17
2.2. Az anyagtudomány szerepe a reaktortartály szerkezeti integritásának elemzésében	18
<b>3. Célkitűzés</b>	21
<b>4. A szerkezeti integritás összetevői</b>	23
4.1. A reaktortartály esetleges töréséhez vezető okok	24
4.2. Általános biztonsági megfontolások	28
<b>5. A reaktortartály falának sugárkárosodása</b>	31
5.1. A mikroszerkezet változásai	31
5.2. A mechanikai tulajdonságok változásai	34
5.3. A sugárkárosodás előrejelzése	37
5.4. Regeneráló hőkezelés és újra-elridegedés	42
5.5. A sugárkárosodás nyitott kérdései	43
<b>6. A ridegtöréssel szembeni ellenállás tervezése és ellenőrzése</b>	45
6.1. A "hőmérséklet" koncepció	45
6.2. Törésmechanikai koncepció	45
6.2.1. Bevezetés a törésmechanikai koncepcióhoz	45
6.2.2. Globális megközelítés	47
6.2.3. A globális megközelítés ártértékelése	50
6.2.4. Lokális megközelítés	55
6.3. Nyitott kérdések a törésmechanikai elemzés terén	56
<b>7. Repedések megtalálása és jellemzése roncsolásmentes vizsgálatok segítségével</b>	57
7.1. Az atomerőművi időszakos ellenőrzés hatékonyságának fejlődése	57
7.2. A vizsgáló rendszer teljesítőképességének igazolása	58
7.3. A kockázati szempontokat figyelembe vevő vizsgálatok	61
7.4. Vizsgálattechnikai fejlődés	63
7.5. A valószínűségi törésmechanikai elemzés kiszolgálása	64
7.6. Nyitott kérdések a roncsolásmentes vizsgálatok területén	65

<b>8.</b>	<b>A tudományos eredmények alkalmazása a paksi reaktortartályok szerkezeti integritásának biztosítása érdekében</b>	66
8.1.	A VVER-440/V-213 típusú reaktortartály műszaki jellemzése	66
8.2.	Virtuális mélységi védelem koncepció	70
8.3.	Minőségbiztosítás	73
8.4.	Akusztikus emissziós vizsgálat a szilárdsági nyomáspróba során	74
8.5.	Sugárkárosodás felügyeleti program	76
8.5.1.	Eredeti sugárkárosodás felügyeleti program	76
8.5.2.	Kiegészítő sugárkárosodás felügyeleti program	79
8.6.	Időszakos roncsolásmentes vizsgálatok	80
8.7.	Törésmechanikai elemzés	82
8.7.1.	Zóna öv elemzése	82
8.7.2.	Csonkzóna elemzése	83
8.8.	Független szakmai felügyelet	85
8.9.	Károsodás előrejelzése	86
<b>9.</b>	<b>A szerkezeti integritás hosszú távú biztosításának lehetőségei</b>	87
9.1.	A tartályfal igénybevételeinek csökkentése	91
9.2.	Az élettartam kimerülés folyamatának lassítása	92
9.3.	Az élettartam becslés megbízhatóságának növelése	93
9.3.1.	A PTS elemzés módszerében rejlő lehetőségek	93
9.3.2.	A mérési és számítási módszerk tökéletesítése	94
9.4.	Biztonságnövelő intézkedések	95
<b>10.</b>	<b>A paksi reaktortartályok szerkezeti integritása hosszú távú biztosításának lehetőségei</b>	96
<b>11.</b>	<b>Összefoglalás</b>	99
<b>12.</b>	<b>Tézisek</b>	102
	<b>Hivatkozások</b>	105

## Köszönetnyilvánítás

Köszönettel és tisztelettel tartozom valamennyi munkatársamnak, akikkel az elmúlt csaknem negyedszázad során a Paksi Atomerőműben, a Nemzetközi Atomenergia Ügynökségnél, és az Európai Bizottság Egyesített Kutató Intézetének Energia Intézetében az atomerőművek biztonságos üzemeltetésével kapcsolatos sokrétű tevékenységem során együtt dolgoztam, és akik kísérleti munkájukkal illetve tanácsaikkal jelentős mértékben hozzájárultak ahhoz, hogy tevékenységem eredményeiről jelen értekezés keretében beszámolhatok. Köszönöm mindenkori munkahelyi vezetőim támogató magatartását.

Különösen nagy hálával tartozom Tóth László professzornak, aki lankadatlan energiával és hatékony módon motivált eredményeimnek értekezés formájában történő összefoglalására. Az értekezés készítése során is felbecsülhetetlen segítségemre volt tanácsaival.

Igen értékes megbeszéléseket folytattam az értekezés kidolgozása és az eredmények értékelése során Ginsztler János akadémikussal és Czoboly Ernővel, amiért ezúton is köszönetemet fejezem ki nekik. Gácsi Zoltánnak az értekezés formai kialakításához adott hasznos tanácsait kell megköszönnöm.

Végül hálával tartozom családom tagjainak azért a megértésért, amivel elnézték azt, hogy a velük eltölthető időt számukra érdektelen tevékenységre fordítottam.

## Rövidítések

AGNES	Advanced and Generally New Evaluation of Safety
ASME	The American Society of Mechanical Engineers
BSC	Basis Safety Concept
CFR	Code of Federal Regulations
CTOD	Crack Tip Opening Displacement
dpa	displacement per atom
ENSz	Egyesült Nemzetek Szervezete
EPR	European Pressurized Reactor
FDP	Flaw Detection Probability
GIF	Genartion IV International Forum
IAEA	International Atomic Energy Agency
INPRO	International Project on Innovative Nuclear Reactors and Fuel Cycles
ISI	In-Service Inspection
IoF	Incredibility of Failure
IPCC	Intergovernmental Panel of Climate Change
KFKI	Központi Fizikai Kutató Intézet
LBB	Leak-Before Break
LF	Lead Factor
LOCA	Loss-of-Coolant Accident
NESC	Network for Evaluating Structural Components
OECD	Organization for Economic Co-operation and Development
PISC	Plate Inspection Steering Committee
PISC	Programme for Inspection of Steel Components
PSA	Probabilistic Safety Assessment
PTS	Pressurized Thermal Shock
RI-ISI	Risk-Informed In-Service Inspection
RT <sub>NDT</sub>	Reference Temperature for Nil-Ductility Transition
SAFT	Synthetic Aperture Focusing Technique
SBLOCA	Small-Break Loss-of-Coolant Accident
SINTAP	Structural Integrity Assessment Procedure
SSE	Safe Shutdown Earthquake
TOFD	Time-of-Flight Diffraction
tkk	térben középpontos köbös
U.S. NRC	United States Nuclear Regulatory Commission
USzK	ultrahangos vizsgáló rendszer ( <i>ultrazvukovaja szisztyéma kontrolja</i> )
VASKUT	Vasipari Kutató Intézet
VVER	könnyűvízes, vízmoderátoros, energiatermelő rektor ( <i>voda-vogyennij-enyergetyicseskij reaktor</i> )
WPS	Warm Pre-Stress
ZÜHR	Zóna Üzemzavari Hűtő Rendszer

# 1. Bevezetés

## 1.1. Az atomenergia helyzete a világban

Az energia – ezen belül a villamos energia – a technológia és a gazdaság hajtóereje, valamint az emberi élet minőségének egyik meghatározója. Megléte vagy hiánya szorosan összefügg egy adott ország gazdaságának állapotával. Napjainkban a világ lakosainak egyharmada (kb. két milliárd ember) nem jut villamos energiához és további két milliárd ember esetében az egy főre eső villamos teljesítmény nem éri el a 100 wattot (Lake 2002). Atomerőművekben a huszadik század derekától állítanak elő villamos energiát polgári célokra. A villamos energia előállításának ez a technológiája – messze több mint tízezer reaktorév tapasztalatával - napjainkra kipróbált technológiává érett. Az atomerőművek részesedése a világ villamos energia termeléséből az elmúlt évtizedben megközelítőleg 16 % volt (IAEA 2003).

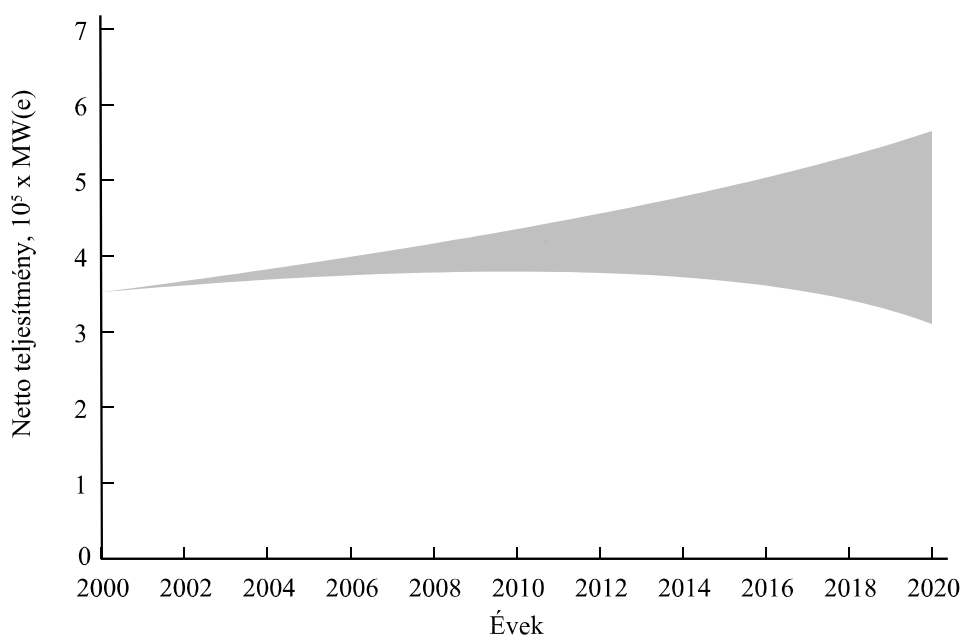
Habár valószínűsíthető, hogy az atomerőművek a belátható jövőben is jelentős részt vállalnak a világ rohamosan növekvő villamos energia igényének kielégítéséből, a technológia jövőjének a megítélése mégis rendkívül ellentmondásos. Egyes országokban töretlen lendülettel halad előre az atomenergetikai program, míg másokban megtorpant vagy fokozatos leépítését határozták el. Az atomenergiát ellenzők érvei elsősorban az atomerőművek biztonságával és a kiégett fűtőelemek végleges elhelyezésével kapcsolatosak. Az ellenzőket támogatja az is, hogy egy atomerőmű felépítésének költsége 2-4-szerese egy hasonló teljesítményű szén-, lignit- vagy szénhidrogén alapú erőmű beruházási költségének, és emellett az atomerőmű beruházásnak számottevő pénzügyi kockázata van.

Az energia átalakító technológiákat többféleképpen lehet és szokás egymással összehasonlítani. Tárgyilagos vélemény kialakításához figyelembe kell venni mind az emberi egészség ill. a környezet károsításának a kockázatát, mind energiapolitikai szempontokat, gazdasági feltételeket és körülményeket, társadalmi-szociális hatásokat valamint az adott ország nemzetközi elkötelezettségével járó feltételeket (Vajda 1998). Új megvilágításba helyezheti az atomerőművek megítélését a Föld felszínének az üvegházhatású gázok kibocsátása következtében megindult fokozatos felmelegedése ill. a fosszilis energiahordozók elégetésének igen valószínű hozzájárulása ehhez a folyamathoz.<sup>1</sup> A jelenlegi ellentmondásos megítélés megváltoztatásához – miután a kérdésben közmegegyezésre nincs kilátás - mindenek előtt politikai akarat szükséges, ami megteremti az ezzel összefüggő gazdasági realitás feltételeit. Erre ténylegesen akkor számíthatunk, amikor a társadalom és a kormányok számára világossá válik, hogy a fosszilis tüzelőanyagok használatának előnyei már nem képesek felülmúlni az elégetésük által a környezetben és az emberiség általános közérzetében okozott negatív hatásokat (Chow et al. 2003), továbbá a villamos energiához való hozzáférés előzőekben említett hiánya megszűnik (Frei 2004).

---

<sup>1</sup> Csaknem fél évszázaddal ezelőtt *Neumann* az elsők között jelezte előre ennek a folyamatnak a lehetőségét és várható következményeit (von Neumann 1955).

A világ népességének növekedése és a gazdasági növekedés támasztotta igények tükrében, előrejelzéseket készítenek a villamos energia várható felhasználására, és ezen belül az atomerőművek becsült részarányára nézve. Az ENSZ keretében működő Kormányközi Éghajlatváltozási Testület (*Intergovernmental Panel of Climate Change, IPCC*) egyik legutóbbi előrejelzésének eredménye szerint 2050-re az atomerőművek beépített teljesítménye a világon a jelenlegi 350 GW villamos teljesítményről 500 GW értékre is emelkedhet kb. 450 GW médian értékkel (UN IPCC 2001). A Nemzetközi Atomenergia Ügynökség (*International Atomic Energy Agency, IAEA*) által rövidebb távra készített előrejelzés optimista változata a vizsgált időhorizonton belül megegyezik az *IPCC* előrejelzéssel, **1. ábra** (IAEA 2002). A hosszabb távra szóló előrejelzések közti különbség elvileg azzal magyarázható, hogy ezek az elemzések a nukleáris technológia fejlődését – mint általában a technológia fejlődését – nem tekintik statikusnak, valamint a hosszú távú becslések szigorúan gazdaságossági alapokon nyugszanak.



**1. ábra.** Az atomerőművek részarányának előrejelzése (IAEA 2002)

A ma üzemelő atomerőművek legfőbb technológiai sajátosságai már az 1960-as évekre kialakultak. A fejlődés – a technológia elveinek változatlanul hagyása mellett – elsősorban a technikai újdonságok bevezetésében és az üzemelés során összegyűlt tapasztalatok felhasználásában merült ki. A nukleáris technológia forradalmi fejlődését azoktól az átfogó programoktól várhatjuk, amelyek célja a „jövő atomerőműveinek” kifejlesztése (Szatmáry 2001). E programok végrehajtása során figyelembe veszik mindazokat a szempontokat, amelyek ma hozzájárulnak az atomerőművek kedvezőtlen megítéléséhez. Így alapvető követelménynek tekintik az alábbiakat:

- a villamos energia árának versenyképesnek kell lennie más energiahordozókkal szemben,

- a pénzügyi kockázatnak az elérhető legalacsonyabbnak kell lennie (az építési költségek 1000 US\$/kW érték körül, az építési idő 3 és 4 év között mozoghat),
- a biztonságot nemcsak a nukleáris biztonsági hatóság, hanem a közvélemény előtt is bizonyítani kell tudni,
- a radioaktív hulladék mennyiségét jelentősen csökkenteni kell,
- a teljes fűtőelem ciklusnak érzéketlennek kell lennie katonai célú felhasználásra.

A felsorolt követelmények valószínűleg rangsorolni fogják az ismert és járatos technológiákat, mint a jövő atomerőműveinek lehetséges változatait. Ha azonban az emberiség hosszú távra kívánja megoldani az üvegházhatású gázok kibocsátásának a csökkentését, és amennyiben ezt a nukleáris energiától várja, akkor feltehetőleg el kell mozdulnia a jelenleg legelterjedtebb könnyűvízes technológiától a szaporító reaktorok irányába, mert az előbbi és az utóbbi technológiának a  $CO_2$  csökkentő hatékonysága között – a reaktorban kiégetett urán tömegére vonatkoztatva – két nagyságrend különbség mutatkozik a szaporító reaktorok javára (Weinberg 2000).

Két nagy léptékű nemzetközi program indult el 2000-ben a jövő atomerőműveinek kifejlesztésére (IEA/NEA/IAEA 2002). A Nemzetközi Atomenergia Ügynökség koordinálja az Innovatív Reaktorok és Fűtőelem Ciklusok Nemzetközi Projektet (*International Project on Innovative Nuclear Reactors and Fuel Cycles, INPRO*), és az Amerikai Egyesült Államok kezdeményezésére megalakult a IV. Generáció Nemzetközi Fórum (*Generation IV International Forum, GIF*). Igazi áttörésre e projektek eredményeképpen azonban csak évtizedek múlva lehet számítani.<sup>2</sup>

Egy-másfél évtizede a villamos energia ipart érintő jelentős változások zajlanak a világ egyre több országában. A villamos energia piac liberalizálása valamint az iparág – beleértve az atomerőműveket is - privatizációja olyan piaci környezetet hoz létre, amelyben versenyhelyzet alakul ki az egyes erőművek ill. energia átalakító technológiák között. Ez rákényszeríti az atomerőművek tulajdonosait ill. üzemeltetőit termelési és gazdasági mutatóik folyamatos javítására. A társadalom tűrőképessége az atomerőművekben történt meghibásodások tekintetében egyre csökken, ami hatással van a hatósági magatartásra is. Érzékelhető a biztonsági követelmények folyamatos szigorodása. A hangsúly az új atomerőművek építéséről átkerült a jelenleg üzemelő atomerőművek minél hatékonyabb kihasználására, ami egyrészt az üzemidő meghosszabbítását, másrészt a teljesítmény növelését takarja. Gazdasági szempontból mindkettő igen ígéretes, mivel rövidtávon csökkenthetik az új erőművek építésének igényét.

## 1.2. Atomerőművek élettartam gazdálkodása és üzemidő hosszabbítása

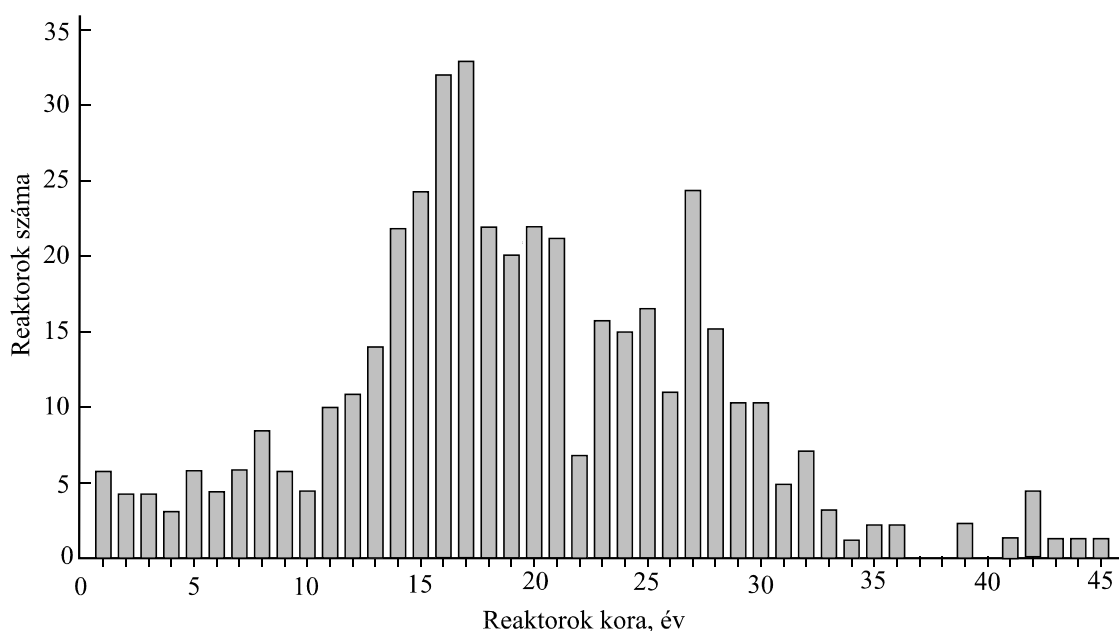
Az előzőekben vázolt folyamatok eredményeképpen a mérnöki tevékenységnek önálló, multi-diszciplináris területévé fejlődött az **atomerőművek élettartam gazdálkodása**. Élettartam gazdálkodás (*Life Management*) alatt az erőmű tulajdonosának azokat a tudatos és összehangolt gazdasági és műszaki intézkedéseit értjük, amelyekkel az erőmű termelési célkitűzése – a

<sup>2</sup> E programok nem foglalkoznak a fúzió alapuló technológiával.



nukleáris biztonság megkövetelt szintjének betartása mellett – elérhető; az atomerőmű rendszereinek, szerkezeteinek és berendezéseinek üzemeltetése, karbantartása ill. üzemideje optimalizálható; és mindezek eredményeként az erőmű teljes üzemideje alatti nyereség maximálható (EPRI 1993). A sikeres élettartam gazdálkodás megvalósításának alapvető feltétele az idejében elkezdett, célirányos műszaki-tudományos tevékenység.

Az élettartam gazdálkodás égető időszerűségét tükrözi a világ atomerőműveinek koreloszlása, **2. ábra** (IAEA 2001). Az ábrából látható, hogy az atomerőművek üzembe állításának csúcsidezőszaka a nyolcvanas években volt (ekkor 20-30 atomerőművet helyeztek üzembe évente), majd ez folyamatosan csökkent egészen napjainkig. Ahogyan a világ atomerőmű parkja öregszik és az új egységek száma csökken, úgy értékelődnek föl a meglévő atomerőművek és úgy növekszik a jelentősége ezek hosszú távú üzemeltetésének.

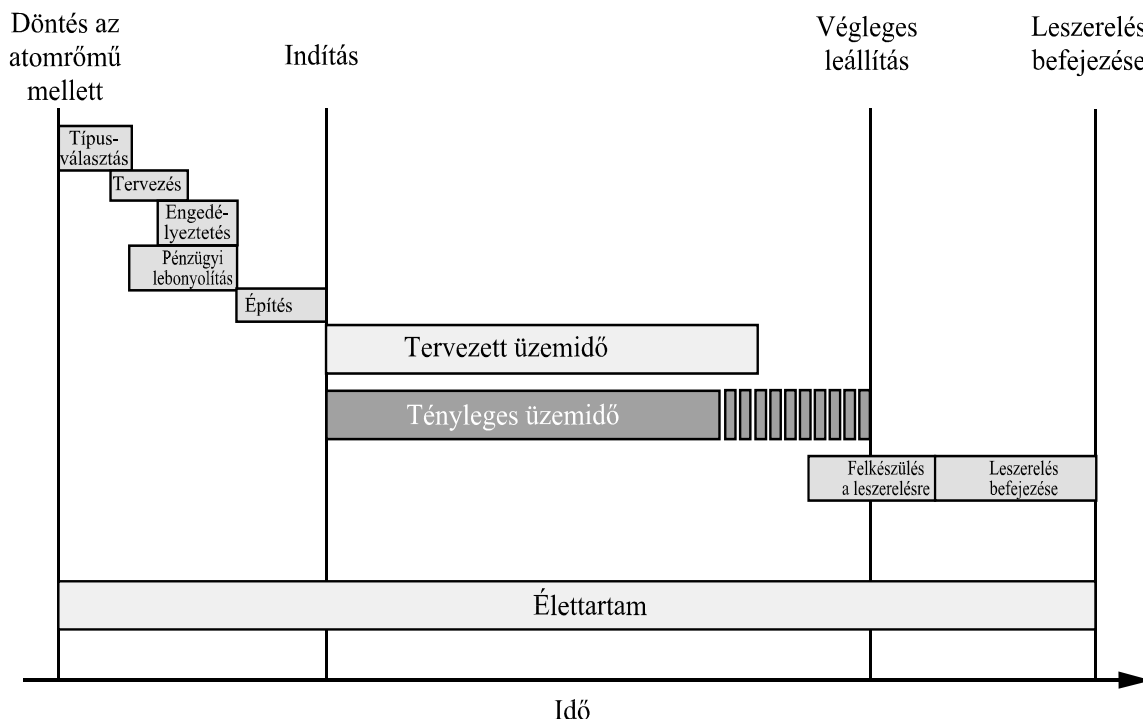


**2. ábra.** Atomerőművek koreloszlása (2001. december 31.)

Az üzemelő atomerőművek üzemidejének meghosszabbítása, azaz a tervezés során figyelembe vett élettartamon túli üzemeltetés lehetősége, elsősorban az atomerőművek tervezésének érthető konzervativizmusából következik. Másrészt az erőművek jelentős része kitűnően üzemeltetett, következésképpen kimagasló biztonsági és termelési mutatókkal rendelkezik, ami úgyszintén kézenfekvővé teszi hosszú távú üzemeltetésüket. Nem műszaki kérdés, de meg kell említeni, hogy egy új atomerőmű építése - akár egy meglévő atomerőmű telephelyén – sokkal nagyobb nehézségekbe ütközne a nukleáris ipar iránti általános bizalomvesztés következtében, mint egy meglévő atomerőmű használati engedélyének megújítása.

Az üzemidő meghosszabbításáról hozott döntést a tudatos élettartam gazdálkodás eredményezheti. Az élettartam gazdálkodás alapvető hajtóereje a minél nagyobb gazdasági

eredmény elérése. Napjainkban azonban egyre bővül és általánosodik az élettartam gazdálkodás, mint fogalom, jelentése és az e fejezet elején idézett – általánosan elfogadott - meghatározástól eltérő egyéb meghatározásokkal is lehet találkozni. Ezek értelmében az élettartam gazdálkodás általános célkitűzése az erőmű biztonságának és a villamos energia előállítás megbízhatóságának a növelése. Mindezek tükrében árnyaltabbá vált az élettartam fogalma is, **3. ábra** (Gueorguiev et al. 2002).



**3. ábra.** A tervezési élettartam, az üzemidő és az élettartam összefüggése

Az **atomerőmű élettartama (vagy életciklusa)** – korszerű megközelítésben - magában foglalja mindazokat az időintervallumokat, amelyek alatt pénzügyi kötelezettségek jelentkeztek vagy fognak jelentkezni az erőművel kapcsolatosan. Ezek a következők:

- a koncepcionális előkészítés időszaka (döntés előkészítés és döntéshozatal az atomerőmű építéséről, pénzügyi fedezet biztosítása, engedélyeztetés, tervezés, építés és szerelés, valamint üzembe helyezés),
- az üzemeltetés időtartama,
- a leszerelésre való előkészítés (átmeneti időszak az üzemeltetés és a leszerelés között) és az erőmű tényleges lebontásának időszaka.

A **tervezett üzemidő** az atomerőmű minimális üzemideje, aminek meghatározásakor a tervező szabvány szerinti anyagtulajdonságok, feltételezett hibák, és normál üzemállapotok ill. a normál üzemtől való eltérések alapján állapította meg az üzemeltetés korlátait (pl. a nyomás- ill.

hőmérsékletciklusok számát). Az atomerőmű tervezett üzemidejét általában a nem cserélhető berendezések egyikének élettartam kimerülése (nyomottvizes atomerőművek esetében rendszerint a reaktortartályé) jelöli ki, és 30 vagy 40 év szokott lenni. Az atomerőmű tényleges üzemelési élettartamát, az **üzemidőt**, nem határozza meg előre sem a tervező, sem az erőmű tulajdonosa, sem pedig a nukleáris biztonságtechnikai hatóság.<sup>3</sup> A tényleges üzemidőt a tervezett üzemidőnek az üzemelés időszakában történő felülvizsgálata alapján lehet megbecsülni, figyelembe véve a berendezések tényleges állapotát és a tényleges üzemelési adatokat.

Az üzemidő megfelelő élettartam gazdálkodás mellett legalább olyan hosszú vagy hosszabb, mint amit a tervező figyelembe vett. Mivel a teljes élettartamra vetített pénzügyi kötelezettségek ellenértékét, valamint az eredményt, az atomerőmű kizárólag az üzemeltetési időszak alatt képes megtermelni, ebből egyenesen következik az üzemidő meghosszabbítás gazdasági motivációja. A tényleges üzemidőt a berendezések tényleges élettartam kimerülésén kívül több tényező befolyásolhatja. Alapvető ebből a szempontból az erőmű jó rendelkezésre állása (magas teljesítmény kihasználási tényezője) és természetesen a folyamatosan jó biztonsági mutatói. A jó rendelkezésre állás a fajlagosan alacsony üzemelési és karbantartási költségek révén jelent előnyt, míg a biztonság gazdasági hatása abban nyilvánul meg, hogy a reaktorvédelmi működések és egyéb nem tervezett leállások a termelés kiesésén túl a hatóság magatartását és a közvélemény kockázattűrő képességét is megváltoztathatják, ami rossz esetben az erőmű politikai támogatottságának a megingásához vagy elvesztéséhez vezethet. Biztonság és gazdaságosság nemcsak szorosan összetartozó fogalmak, hanem egymástól elválaszthatatlanok is: a biztonságra, mint alapra építhető fel az erőmű gazdasági értéke.

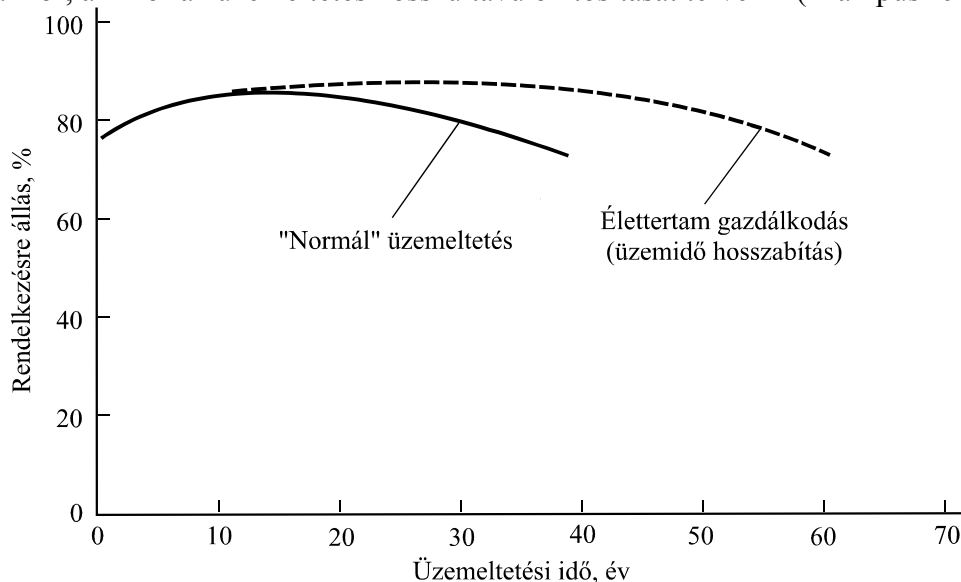
Amennyiben az erőmű rendelkezésre állása nem megfelelő, akkor veszélybe kerül a gazdasági eredmény, ami az erőmű idő előtti bezárását vonhatja maga után. Ebből a szempontból döntő jelentősége lehet például egy nagyléptékű berendezés cserének (rekonstrukciónak) is, amely az erőmű becsült hátralévő üzemideje alatt már nem térül meg. A **4. ábra** az atomerőművek rendelkezésre állásának alakulását mutatja az üzemeltetési idő függvényében (Massie 1987). Látható az ábrából, hogy a rendelkezésre állás megközelítőleg a hetedik-tizedik és tizenötödik-huszonegyedik üzemév között vesz fel egy elnyújtott csúcsértéket. A szaggatott vonallal rajzolt görbe az élettartam gazdálkodás (és egyúttal üzemidő meghosszabbítás) keretében végrehajtott műszaki intézkedések eredményét mutatja. Az ábra alapján nyilvánvaló, hogy célszerű az üzemidő első harmadánál nem később megkezdeni a tervezett élettartam gazdálkodási intézkedéseket, hogy a legnagyobb rendelkezésre állás időtartamát is meghosszabbítsák. Amennyiben az élettartam gazdálkodási intézkedések hatása csak később jelentkezne, akkor veszélybe kerülne az eredményesség az alacsonyabb rendelkezésre állás miatti kisebb árbevétel következtében.

A szaggatott görbe az élettartam gazdálkodás időzítésén túlmenően még egy fontos tényezőre felhívja a figyelmet. Az élettartam gazdálkodás keretében végrehajtott átalakítások, rekonstrukciók, berendezés cserék viszonylagosan növelik (a valóságban helyreállítják) a rendelkezésre állást. Ugyanakkor ezek a beavatkozások időigényesek és az erőmű üzemeltetői általában arra törekszenek, hogy lehetőség szerint a tervezett főjavítások időszakában végezzék el őket, elkerülve a főjavítási idők megnövekedését. Ez azonban nem mindig lehetséges, ami az

---

<sup>3</sup> Kivétel ez alól az Amerikai Egyesült Államok hatósági engedélyezési gyakorlata, amely értelmében a használati engedélyt jogi és gazdasági (és nem műszaki) követelmények alapján meghatározott időszakra – 40 évre - adják ki.

erőmű rendelkezésre állásának csökkenéséhez vezet. Az élettartam gazdálkodás érdekében végrehajtott intézkedések időigényének rendelkezésre állás csökkentő hatásával célszerű számolni akkor, amikor az üzemeltetés hosszú távú biztosítását tervezik (Trampus 1996).



4. ábra. Rendelkezésre állás az üzemidő függvényében

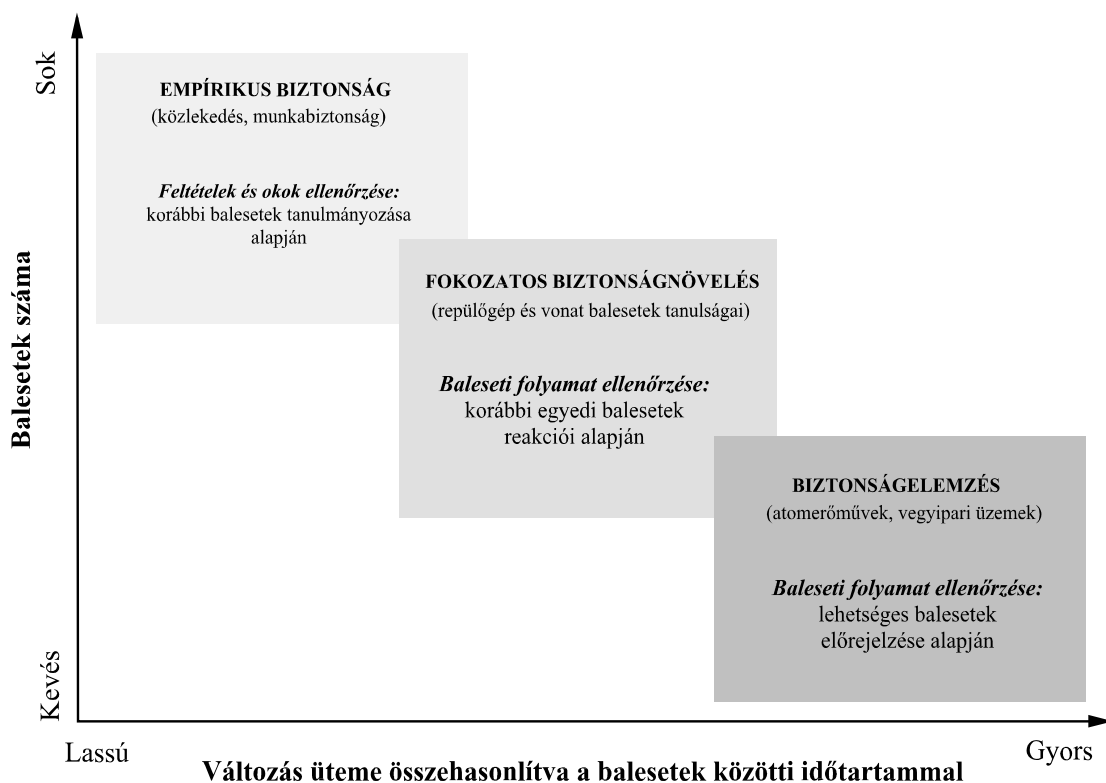
Mindezek tükrében nagy biztonsággal állítható, hogy az élettartam gazdálkodás, azaz a jelenleg üzemelő atomerőművek üzemeltetése mindaddig, ameddig az általuk termelt villamos energiára igény van, és biztonságuk megkövetelt szintje gazdaságosan elérhető, segít áthidalni a szakadékot a huszadik és a huszonegyedik század nukleáris technológiája között.

### 1.3. Biztonság és a gazdaságosság

A különböző ipari technológiák különböző veszélyforrásokkal járnak együtt, aminek következtében a biztonsággal kapcsolatos megfontolások technológiánként eltérőek lehetnek. A biztonság kezelését ill. ellenőrzését tekintve alapvetően három stratégiát különböztethetünk meg (Rasmussen 1996), figyelembe véve egyrészt a technológia okozta balesetek számát, másrészt a technológiai fejlődés ütemét az egyes balesetek között, 5. ábra.

A **biztonságelemzés** stratégia foglalja magába azokat a technológiákat, amelyek esetében a társadalom által nem elfogadható balesetek igen kis valószínűséggel fordulhatnak elő. Ide sorolják az atomerőművi technológiákat. A fejlődés felgyorsulása következtében – e stratégiát alkalmazva - már nincs lehetőség alacsony kockázatú rendszerek egyedi kifejlesztésére, hanem - például atomerőművek esetén - az erőmű kockázatát előre kell megbecsülni az alkalmazott folyamatok modellezése útján és a szóba jöhető veszélyforrások figyelembe vételével. Erre a célra szolgál a valószínűségi biztonsági elemzés (*Probabilistic Safety Assessment, PSA*), ahol a

rendszerek tervezésének alapja egy teljes léptékű baleset valószínűségének becslése figyelembe véve a betervezett valamennyi védelem egyidejű megsérülésének a lehetőségét.<sup>4</sup>



5. ábra. Különböző biztonsági stratégiák (Rasmussen 1996)

Az atomerőmű potenciális veszélyforrása a technológiából adódó - és az erőmű kezelőire, valamint a polgári lakosságra és a környezetre veszélyt jelentő - radioaktív sugárzás. A jelenleg üzemelő atomerőművek tervezése során a biztonság értékelése a **mélységben tagolt védelem** elvének felhasználásával történt (IAEA 1996). Ez az elv (szokták filozófiának is nevezni) természetesen jelentős fejlődésen ment keresztül az elmúlt évtizedek során, miután nemcsak az üzemelési tapasztalatokat és az üzemzavarok tanulságait integrálta magába, hanem a valószínűségi biztonsági elemzések alkalmazásával az elmúlt csaknem 30 évben szerzett tapasztalatokat is (Fleming and Silady 2002). Az egymásra épülő védelmi rétegek meglétén alapuló tervezés és üzemeltetés több egyidejű műszaki meghibásodás és emberi tévedés esetén is védelmet jelent a potenciális veszélyforrás kibocsátásával szemben. Alapvető elemei, amelyek ötvözik a fizikai védelem aktív és passzív berendezéseit és az események láncolatának logikai lépéseit, a következők:

<sup>4</sup> Egyetlen más iparág ill. technológia nem áldozott annyi időt, szakértelmet és pénzt a biztonság elemzésére, felülvizsgálatára és növelésére, mint amennyit az első atomerőmű üzembe helyezése előtt és azt követően folyamatosan a nukleáris ipar áldoz (Teller 1979). Ennek a következetes tevékenységnek az eredményeként az atomerőművi technológia kockázata (a balesetek okozta korai elhalálozást és a várható élettartam csökkenését figyelembe véve) a legalacsonyabb valamennyi villamos energia előállító technológia között (Strupczewski 2003).

- helyettesítő berendezések működésbe lépése egy adott berendezés meghibásodása esetén,
- automatikus védelmi rendszerek működésbe lépése az energia vagy tömeg koncentrációja feletti ellenőrzés megszűnése esetén,
- fizikai korlátok rendszerének kialakítása arra az esetre, amennyiben az előző védelmi rétegek nem működnének,
- szélsőséges és valószínűtlen meghibásodások ill. balesetek elemzése és az elhárításukhoz szükséges intézkedések előzetes meghatározása, valamint az ezekre való felkészülés.

Belátható, hogy csak a meghibásodásoknak és az emberi hibáknak valamennyi védelmi réteget érintő szélsőséges egybeesése válhat ki egy súlyos balesetet, tehát a veszély csökkentésének módja az egyes védelmi rétegek integritásának biztosítása. Ezek közé tartozik a **fizikai korlátok szerkezeti integritásának (épségének)** biztosítása. A gyakorlatban, amikor a nyomástartó berendezések biztonságáról, azaz szerkezeti épségük biztosításáról beszélnek, akkor azt – determinisztikus megközelítésben – a zónaolvadás elkerülésével, - valószínűségi megközelítésben pedig – a zónaolvadás évenkénti gyakoriságával fejezik ki. Egy atomerőműben a fizikai korlátok legfontosabb eleme a nyomástartó berendezések és csővezetékek rendszere. A nyomástartó berendezések és csővezetékek szerkezeti integritása szavatolja azt, hogy radioaktív közeg nem kerül ellenőrizetlenül a technológiai rendszeren kívülre, és nem veszélyezteti az erőmű dolgozóit, a lakosságot vagy az épített ill. természetes környezetet. A nyomástartó berendezések és csővezetékek szerkezeti integritásának biztosítása elsődleges fontosságú az erőmű teljes üzemideje alatt.

Az élettartam gazdálkodás során a legalapvetőbb műszaki tevékenység annak megítélése és bizonyítása, hogy egy nyomástartó berendezés ill. csővezeték szerkezeti integritása – figyelembe véve a szerkezeti anyagok élettartam kimerülését, azaz a kiinduló mechanikai tulajdonságaik megváltozását (leromlását) az üzemeltetési körülmények hatására, és a biztonsággal kapcsolatos követelményeket - a tervező által figyelembe vett élettartamon túli üzemeltetés folyamán meddig áll fenn.

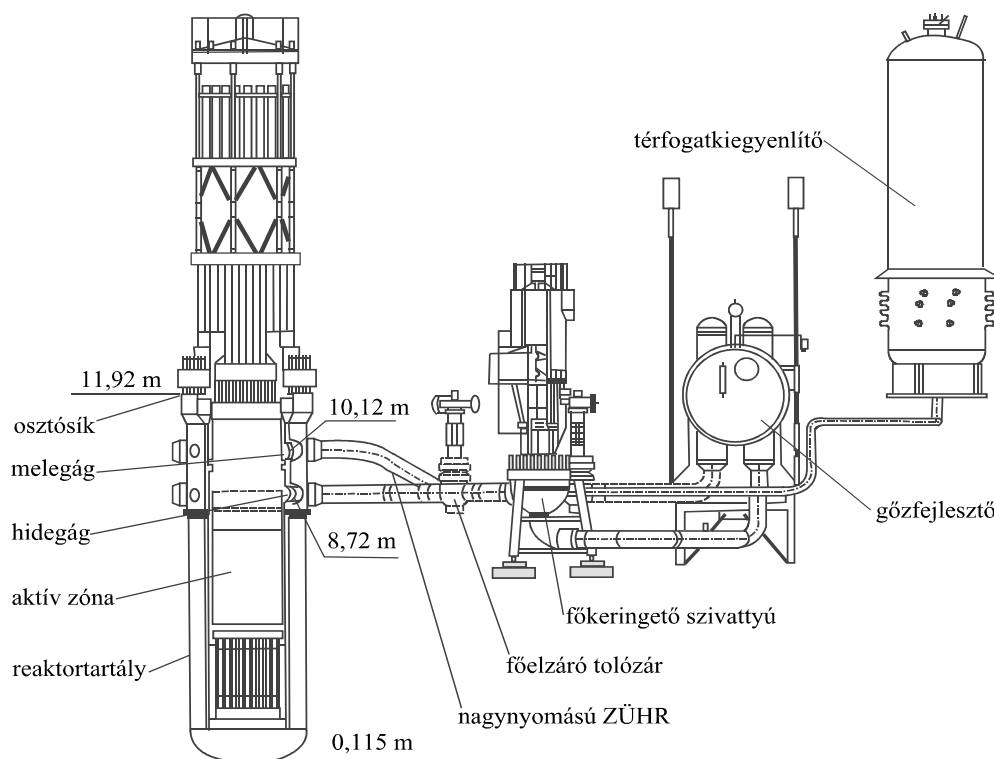
A szerkezeti integritás – túl az előzőekben említett biztonsági szerepén – magától értetődő fontosságú az erőmű gazdaságossága szempontjából is. Amennyiben megsérül egy berendezés szerkezeti integritása, a helyreállításához az erőmű teljesítményét csökkenteni kell vagy az erőművet teljesen le kell állítani, ami termelés kieséssel jár. Ehhez hozzáadódnak a javítás vagy a berendezés cseréjének költségei. Egy nyomástartó berendezés hosszú távú megbízhatósága és az erőmű termelési céljainak meghatározása során figyelembe vett rendelkezésre állás szoros kölcsönhatásban van az üzemidő optimalizálásáról hozandó döntéssel. Összességében kijelenthető, hogy **a nyomástartó berendezések szerkezeti integritása az atomerőművek élettartam gazdálkodásának kulcskérdése** és biztosítása meghatározza az erőmű termelési és biztonsági mutatóit.

#### 1.4. A reaktortartály szerkezeti integritásának kitüntetett szerepe

Az üzemelő atomerőművek legelterjedtebb típusa a nyomottvizes atomerőmű, ezt a technológiát alkalmazzák az egykori Szovjetunióban tervezett VVER típusú atomerőművek is.<sup>5</sup>

<sup>5</sup> VVER = könnyűvízhűtésű, vízmoderátoros, energiatermelő reaktor.

Magyarországon négy VVER-440/V-213 típusú atomerőművi egység üzemel.<sup>6</sup> Nyomottvizes atomerőművekben a **reaktortartály** áll az első helyen, ha a szerkezeti integritás biztosítását vizsgálják. A reaktortartály foglalja magába a reaktor magját (az aktív zónát) és közös szerkezeti eleme a nukleáris gőzfejlesztő rendszer főkeringtető vezetékeinek és a Zóna Üzemzavari Hűtő Rendszerének (ZÜHR), tehát egyértelműen biztonsági funkciót tölt be, **6. ábra**.



**6. ábra.** A VVER-440/V-213 atomerőmű fővízkörének részlete

Amennyiben a reaktortartály fala az aktív zóna magasságában vagy az alatt olyan mértékben megsérülne, hogy a sérülés a hűtőközeg elfolyásához vezetne és a ZÜHR nem tudná pótolni az elfolyást, akkor a reaktor hűtés nélkül maradna és túlhevülne. Ez súlyosan károsítaná az aktív zónát is, ami további fizikai korlátok megsérüléséhez és ennek következtében ellenőrizetlen mennyiségű radioaktív anyag kibocsátásához vezetne. Elemzések igazolják az erőmű teljes üzemidejére, hogy csak kis valószínűséggel következik be a reaktortartály olyan mértékű sérülése, amelynek eredményeként a hűtését már nem lehet biztosítani. Amennyiben egy reaktortartály tervezéséhez, gyártásához és üzemeltetéséhez alkalmazott elemzési eljárások megfelelőek, akkor ezek a biztonság szavatolásán túlmenően segítenek megakadályozni az indokolatlan konzervativizmust is (pl. túlméretezés, felesleges vizsgálatok vagy egyéb műszaki intézkedések elvégzése), tehát egészséges egyensúlyt teremtenek a biztonság és a gazdaságosság között.

<sup>6</sup> V-213 = a VVER-440 típusú (440 MW névleges villamos teljesítményű) reaktor ún. második generációja.

A biztonsági szempontokon túlmenően a reaktortartályra azért is kell kiemelt figyelmet fordítani, mert gyakorlatilag nem cserélhető berendezés. Ez egyúttal azt is jelenti, hogy **a reaktortartály az atomerőmű azon berendezése, amelyik az üzemeltetési élettartam kereteit kijelöli.** Annak ellenére, hogy reaktortartály cseréjére még nem került sor sehol a világon, elemzések szerint ez műszakilag megoldható (Huber 1996) és ténylegesen számolni lehet ezzel a lehetőséggel. Egy reaktortartály csere becsült költségei összemérhetőek egy gőzfejlesztő csere költségeivel, ami nyomottvizes reaktorok esetén ma már rutinfeladatnak számít (Server and Griesbach 2003, Joosten 1994). A VVER-440 reaktortípus esetében viszont – az erőmű építészeti kialakítás következtében – a gőzfejlesztők esetleges cseréje is rendkívül bonyolult feladat lenne. Ezért e reaktortípus műszakilag lehetséges üzemidejének a meghatározásakor a gőzfejlesztők legalább ugyanakkora súllyal szerepelnek, mint a reaktortartály (Gillemot 2001).



## 2. Az anyagtudomány és technológia szerepéről

### 2.1. Anyagmegválasztás és élettartam kimerülés

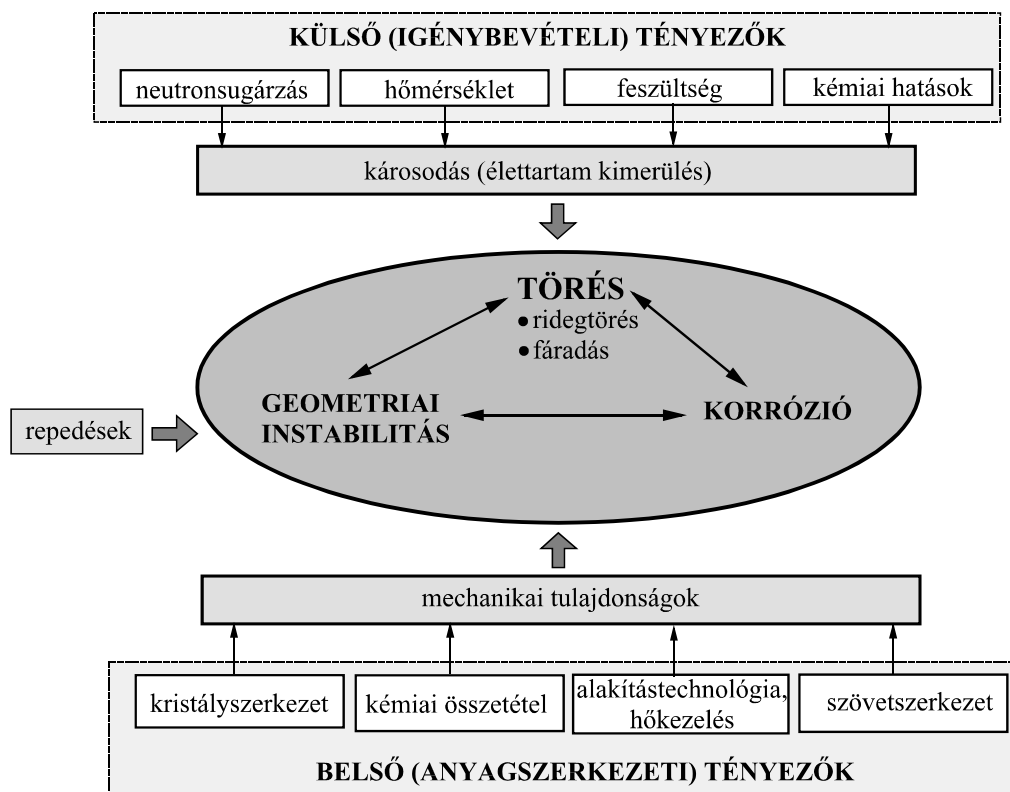
Az energiának a jelentőségéről a bevezetésben már szóltam. Az energia ipar konzervatívnak mondható abból a szempontból, hogy „hagyományos” szerkezeti anyagokat alkalmaz (pl. acélok, nikkel-alapú ötvözetek, beton). Az anyagok megválasztásakor a biztonságos és megbízható üzemeltetés, az ár és az üzemidő figyelembe vétele az elsődleges szempont. Az anyagok fejlesztése „evolúciós” úton történik: üzemelési tulajdonságaikat általában a gyártástechnológia tökéletesítése, valamint az üzemelési paraméterek célszerű módosítása vagy a karbantartás optimalizálása útján javítják. Az anyagokkal szemben előreláthatólag a jövő atomerőművei sem fognak az energia iparban ma megszokottnál lényegesen szigorúbb követelményeket támasztani<sup>7</sup>.

Az energia iparon belül a nukleáris iparban, a hangsúly ezekben az évtizedekben az új erőművek építéséről átkerült az üzemelő atomerőművek minél jobb kihasználására és minél hosszabb üzemeltetésére. Ennek tükrében az anyagokkal szemben támasztott igények is e szempont körül sűrűsödnek. Legfontosabb feladatnak a berendezések szerkezeti anyagai aktuális állapotának meghatározása, majd ennek alapján a műszakilag elérhető üzemidő kijelölése tekinthető, amely feladat mozgatója a hosszú távú, magas rendelkezésre állású üzemeltetés megalapozása. Mindezekhez az anyagkárosodási mechanizmusok mélyebb ismerete, a fizikai alapokon nyugvó károsodási modellek kidolgozása, az alkalmazott extrapolációs módszerek tökéletesítése, az anyagállapot (a károsodás) roncsolásos és roncsolásmentes módszerekkel történő meghatározásának tökéletesítése, továbbá új karbantartási és javítási technológiák kidolgozása szükséges. Az utóbbi feladatok alkotják az öregedéskezelés műszaki feladatait.

Az atomerőművi berendezések szerkezeti anyagai élettartam kimerülésében valamint a berendezések esetleges tönkremenetelében különböző tényezők játszanak szerepet, **7. ábra**. A szerkezeti anyagok anyagszerkezete által adott tényezők, amelyeket *belső tényezőknek* is nevezhetünk, határozzák meg a mechanikai tulajdonságokat (szilárdság, törési szívósság, stb.). Az igénybevétel körülményeiből adódó *külső tényezők* vezetnek az anyagkárosodási folyamatokhoz, azaz a kiinduló mechanikai tulajdonságok megváltozásához (leromlásához), ami az élettartam kimerülését vonja maga után. Az élettartam kimerülés egy határállapot elérésekor a berendezés tönkremeneteléhez vezet. A folyamathoz hozzájárulnak az anyagban található repedések vagy repedésjellegű folytonossági hiányok is. A tönkremenetel általánosságban lehet törés, geometriai instabilitás vagy korrózió. Törés alatt értendők mind az időtől független folyamatok eredményeként kialakuló törések (szívós- és ridegtörés), mind az időfüggő folyamatok következményei (fáradásos repedésterjedést követő törés a teherhordó keresztmetszet lecsökkenése miatt). A geometriai instabilitás magában foglalja a térfogatváltozást (duzzadás) és az alakváltozást (pl. kúszás). A korrózió elsősorban a felületi rétegek kémiai átalakítását és/vagy elhordását takarja.

---

<sup>7</sup> Az értekezés nem foglalkozik a fúziós reaktorok anyagaival.



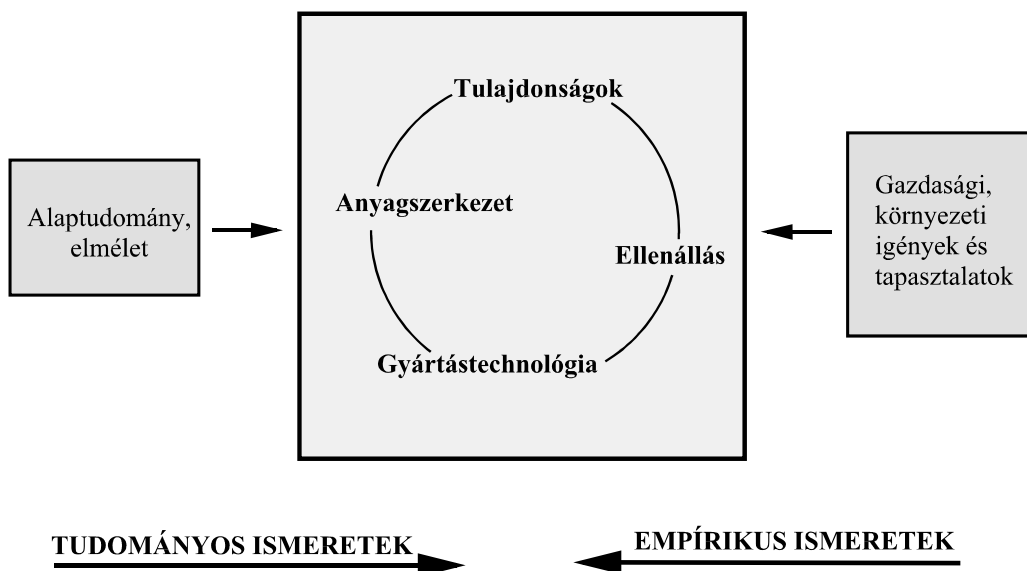
7. ábra. A szerkezeti anyagok élettartam kimerülését befolyásoló tényezők

## 2.2. Az anyagtudomány szerepe a reaktortartály szerkezeti integritásának elemzésében

Az előzőekben bemutatott folyamatok az atomerőmű különböző berendezései esetében egymástól eltérő mértékben játszanak szerepet, és általában egy meghatározott károsodási folyamat vezet az élettartam kimerüléséhez. Némely esetben előfordulhat, hogy egyidejűleg több károsodási folyamat is „aktív”, ilyenkor a szinergia hatása érvényesül (pl. a korróziós környezet meggyorsíthatja egy fáradásos repedés terjedését). Az élettartam kimerülés előzőekben bemutatott tényezői közül a **reaktortartály falának az aktív zónával szemben lévő tartományát érő neutronsugárzás** az, amelyik az értekezésben tárgyalt kérdéskör különlegességét adja. A sugárzás hatására ugyanis a reaktortartály szerkezeti anyagának mechanikai tulajdonságai megváltoznak: csökken az anyag szívóssága és növekszik a szívós-rideg átmeneti hőmérséklete.

A reaktortartály szerkezeti integritásának elemzéséhez **az anyagtudomány és technológia** szolgáltatja az alapokat. E tudománynak a napjainkra intellektuális egységgé fejlődött területei, azaz a gyártástechnológia (reaktortartály esetében: az acélgyártás, a képlékenyalakítás, a hegesztés és a hőkezelés technológiája), a kristály- ill. szövetszerkezet, a mechanikai és hőfizikai tulajdonságok ill. az igénybevétellel szembeni ellenállás, mind fontos szerepet játszanak az elemzésben. A szigorúan vett tudományos összetevők mellett azonban egyéb (pl.

gazdasági, környezeti vagy szociális) szempontok is megjelennek és teszik teljessé a képet, **8. ábra.**

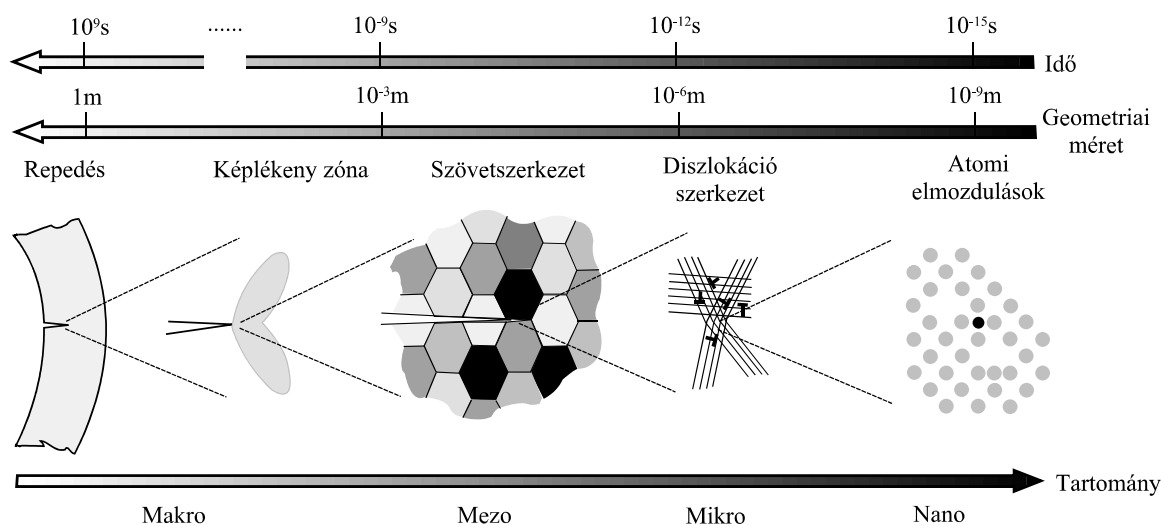


**8. ábra.** Az anyagtudomány és technológia alapösszetevei (Flemings 1999)

A szerkezeti integritás elemzéséhez természetesen ismerni kell a terhelés törvényszerűségeit (a hőmérséklet-, feszültség- és alakváltozásmező időbeli változását), valamint az anyagnak (berendezésnek) a terhelésre adott válaszát. Ennek a területnek a kézenfekvő eszköze a kontínuummechanika. A reaktortartály integritásának elemzése a **törésmechanika** eszközeivel végezhető el. Az elemzés során az anyagtudomány és a törésmechanika területei szükségszerűen találkoznak, sőt helyenként koherens kapcsolatban is kerülnek egymással. Elég utalni a törésmechanika lokális megközelítési módszereire, amelyek a repedésfront mikrokörnyezetének viszonyait vizsgálják. A témakör bonyolultságát szemléletesen érzékelteti, hogy amíg a geometriai méret és az idő makro-skáláján ( $10^0$  m és  $10^9$  s) kell a reaktortartály integritására vonatkozó globális előrejelzést elvégezni, addig a változásért felelős elsődleges fizikai folyamatok a méret és idő mikro skáláján írhatók le ( $10^{-9}$  m és  $10^{-15}$  s), **9. ábra.**

A polgári célú atomenergetika születése megközelítőleg ugyanarra az időre esik, amikor az anyagtudomány és technológia önálló tudományként jelentkezett. Fejlődésük egy időben, egymással párhuzamosan következett be és kölcsönös egymásra hatásuk is kimutatható (Cahn 2003). Elmondható, hogy amit ma az anyagok sugárkárosodásáról tudunk, azt az atomenergia fejlődésének és az általa támasztott igényeknek köszönhetjük. A törésmechanika alapjait sem sokkal korábban rakták le, de e tudományterület fejlődésének is egyik húzóerejét kétségtelenül az atomerőművek üzemeltetésének igen szigorú biztonsági követelményei adták. Figyelembe véve a nukleáris technológia viszonylag rövid időszakon (mintegy fél évszázadon) átívelő történetét, érthető, hogy a reaktortartály szerkezeti integritása elemzésének néhány területén még további kutatások szükségesek.

Az anyagtudomány és technológia ill. a törésmechanika, mint a két alapvető tudományterület mellett, az integritás elemzéséhez felhasználásra kerülnek a reaktorfizika, a neutrondozimetria, a roncsolásmentes anyagvizsgálat, a diagnosztika, a biztonság tudomány stb. ismeretei is. Hasonlóan a biztonság elemzésének fejlődéséhez, a szerkezeti integritás értékelésében is egyre jelentősebb szerepet kap a kockázat kvantitatív értékelése. Egyre gyakrabban lehet találkozni a szerkezeti megbízhatóság fogalommal, ami a valószínűségi törésmechanika módszereinek az alkalmazására vagy meghibásodás adatbázisok statisztikai értékelésének a felhasználására utal. A kockázat bevonult az időszakos roncsolásmentes vizsgálatok programjának a továbbfejlesztésébe is.



**9. ábra.** A reaktortartály integritás elemzésének léptékproblémái

### 3. Célkitűzés

Az atomerőmű üzemeltetés biztonsági filozófiájának szerves része a fizikai korlátok szerkezeti integritásának biztosítása és ezen belül vitathatatlan a reaktortartály elsődlegessége. A reaktortartályt, esetleges meghibásodása esetén, nem lehet helyettesíteni egy másik berendezéssel, és mivel a következő fizikai korlátot (a konténmentet) nem méretezik a reaktortartály esetleges sérülése által kiváltott üzemzavar lokalizálására, ezért a tartály sérülése esetén nem zárható ki radioaktív közegnek a környezetbe történő szándékolatlan kibocsátása. A reaktortartály szerkezeti integritását ezért az atomerőmű teljes üzemideje alatt biztosítani kell.

A reaktortartály szerkezeti integritása elemzésének tudományos vetülete a következő területeket fogja át:

- a reaktortartály szerkezeti anyagai élettartam kimerülési folyamatai (anyagkárosodási mechanizmusok és azok kinetikája, különböző károsodási folyamatok kölcsönhatása, fizikai alapokon nyugvó modellezés),
- a tönkremeneteli határállapotok (mértékadó paraméterek kiválasztása és azok kritikus értékeinek méréssel vagy számítással történő meghatározása),
- a laboratóriumi vizsgálatok eredményeinek átültetése a reaktortartályra (károsodási paraméter, mérhetőség, élettartambecslés).

Az atomerőműveknek a tervező által figyelembe vett élettartamon túli üzemeltetése világszerte előtérbe került. A ma üzemelő reaktorok jelentős része esetében a korábban 30 vagy legfeljebb 40 évre előirányzott üzemidőnek - előzetes műszaki és gazdaságossági elemzések eredményeinek alapján - akár 20 évvel történő meghosszabbítása is megvalósíthatónak látszik, lásd pl. (Pageau et al. 2002, Tsujikara et al. 1999, Roche 2002, Young 2002, Ballesteros et al. 2003a). Az Amerikai Egyesült Államok hatósága 39 atomerőmű üzemidejének 20 évvel történő meghosszabbítására már engedélyt adott, 10 engedélyezési eljárás van jelenleg folyamatban (2006. február), és további 27 amerikai erőmű nyilvánította ki üzemidő hosszabbítási szándékát (Kang 2006).

A VVER erőművek esetében – miután e típus biztonságának megítélése nem ellentmondásmentes – kiemelkedő fontosságú annak a bizonyítása, hogy az erőmű megfelel a tervezési élettartamon túli üzemeltetés engedélyezésére vonatkozó műszaki-biztonságtechnikai szabályok követelményeinek. Az üzemidő hosszabbítás műszaki-tudományos megalapozásának alapfeltétele a reaktortartály tényleges állapotának ismerete, a célul kitűzött élettartam megbízható becslése, a lehetséges monitorozási és vizsgálati eljárások és azok lehetőségeinek ill. korlátainak ismerete (folyamatos és időszakos, ronszolós és ronszolásmentes), továbbá az élettartam kimerülés lassításának vagy elkerülésének technológiai módozataiban való jártasság.

Magyarországon az atomerőműben termelt villamos energia hányada döntő jelentőségű és ma a legolcsóbb.<sup>8</sup> Az ország elemi érdeke tehát, hogy a még bizonyára jó ideig egyetlen

---

<sup>8</sup> 2003-ban a hazai közcélú széntüzelésű erőművekben előállított villamos energia átlagára kétszerese, az olaj- és gázüzelésű erőművekben előállított villamos energiáé pedig több, mint másfélszerese volt az atomerőműben megtermelt villamos energia átlagárának (Kocsis 2004). Az atomerőműben termelt villamos energia átlagára

atomerőművét hosszú távon, biztonságosan és megbízhatóan üzemeltesse. Az üzemidő meghosszabbításának megvalósíthatóságát elemző tanulmány bizonyítja a tervezési élettartamot 20 évvel meghaladó üzemeltetés műszaki megvalósíthatóságát és egyértelmű gazdasági előnyét (Katona et al. 2001), ezért az atomerőmű tulajdonosa és üzemeltetői célul tűzték ki az erőművi egységek (blokkok) üzemidejének meghosszabbítását.

Az üzemidő hosszabbítás műszaki feltételeit az üzemeltetés és a karbantartás kulcsfontosságú területeire kiterjedő élettartam gazdálkodási program teremtheti meg. Jelen értekezés az élettartam gazdálkodás egyik, feltehetőleg a legfontosabb kérdésének a tudományos megközelítése. A dolgozat általános célkitűzése annak a vizsgálata, hogy **az említett tudományterületek fejlődéséből adódó lehetőségek** hogyan járulnak hozzá a reaktortartály szerkezeti integritásával kapcsolatos tudásunk elmélyítéséhez, az elemzések megbízhatóságának növeléséhez és - ennek eredményeként – a szerkezeti integritás biztosításához. A tudományterületek fejlődését az alábbi módon kívánom vizsgálni:

- a berendezés szempontjából, ami alapvetően a reaktortartály szerkezeti anyagai élettartam kimerülési (károsodási) folyamatainak megismerése területén végbement fejlődésből adódó új ismeretek kihasználását jelenti,
- a technológiai rendszer szintjén, ami elsősorban a kockázat kvantitatív elemzésének a szerkezeti integritással kapcsolatos területeken történő alkalmazását jelenti,
- a műszaki fejlődés, különös tekintettel az információs technológia fejlődésének szempontjából, ami a vizsgálati és a szimulációs eljárások tökéletesedéséhez és módszertani változásaihoz járul hozzá.

Az értekezésben áttekintem a Pakson üzemelő VVER-440/V-213 típusú reaktorok szerkezeti integritása hosszú távon történő biztosítása érdekében folytatott tudományos kutatások eredményeinek gyakorlatban történő alkalmazását - különös tekintettel azokra, amelyek az értekezés szerzőjének műszaki-tudományos irányításával jöttek létre, illetve amelyek végrehajtásában a szerző részt vett - és összevetem azt a nemzetközi gyakorlattal és fejlődési irányzatokkal. Elemzem az atomerőművek üzemidejének meghosszabbítását a reaktortartályok szerkezeti integritása szempontjából, és rendszerbe foglalom a lehetséges ill. szükséges műszaki megoldásokat és megvilágítom azok tudományos hátterét. Végül az előzőek tükrében javaslatot teszek a paksi reaktorok szerkezeti integritásának hosszú távra történő biztosításához szükségesnek tartott feladatokra.

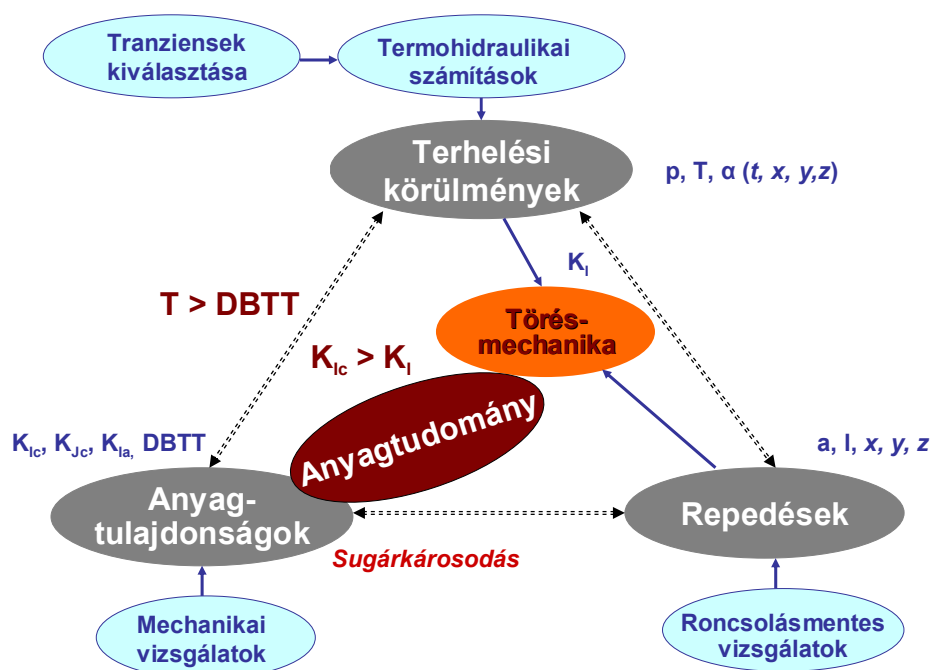
#### 4. A szerkezeti integritás összetevői

A reaktortartály szerkezeti integritásának elemzése a tartályfal szilárdságának ill. töréssel szembeni ellenállásának az elemzését jelenti. A reaktortartályokat alapvetően úgy tervezik, gyártják és üzemeltetik, hogy üzemidejük alatt ne sérüljenek meg. Az üzemeltetés körülményeit úgy választják meg, hogy a tartályfal szerkezeti anyaga ne kerüljön az eredetileg szívós állapotból rideg állapotba. Így a tervezés és üzemeltetés során ki lehet aknázni a tartályfal anyagának azon tulajdonságát, miszerint egy szívós törés létrejöttének energiaszükséglete lényegesen nagyobb, mint amennyi energiát a tartályfal esetleges ridegtörése felemészt. Ebből következik, hogy a reaktortartály szerkezeti integritásának elemzése során alapvetően a ridegtöréssel szembeni ellenállásra kell koncentrálni<sup>9</sup>. Egyrészt biztosítani kell, hogy a reaktortartály anyaga minden körülménye között szívós állapotban maradjon, amelynek megítélésére a szívós-rideg átmeneti hőmérséklet (*Ductile-Brittle Transition Temperature, DBTT*) – vagy  $T_k$  kritikus átmeneti hőmérséklet - és a tartályfal aktuális  $T$  hőmérsékletének az összehasonlítása szolgál. Másrészt azt kell biztosítani, hogy az anyag  $K_{Ic}$  törési szívóssága ne csökkenjen le olyan mértékben, hogy egy meglévő repedés a terhelési körülmények eredményezte  $K_I$  feszültség intenzitás hatására instabil terjedésnek induljon. Az elemzés eszköze ennek megfelelően a törésmechanika, a mértékadó anyagjellemző a törési szívósság, amelynek meghatározásához az anyagtudomány szolgáltatja az adatokat. Az összefüggéseket a **10. ábra** mutatja. Az ábra utal azokra a vizsgálatokra és számításokra is, amelyek a kiinduló adatokat szolgáltatják a törésmechanikai elemzéshez.

A ridegtörést hagyományosan a repedés instabil terjedésével azonosítják, ami a repedés folyamatos, gyors növekedését jelenti oly módon, hogy közben a terjedést kiváltó feszültség nem növekszik. A magyar hatósági szabályozás is egy esetlegesen meglévő repedés instabilitását tekinti az integritás elvesztésének (OAH 2005). Ha azonban a hazai szabályozásnak a berendezések biztonsági osztályba sorolására vonatkozó irányelvét megnézzük (OAH 2000), ott azt találjuk, hogy a biztonsági funkciók közül kizárólag a primerkör tömörsége tartozik a legmagasabb biztonsági osztályba. Ha ezt összevetjük a három alapvető biztonsági funkcióval, azaz a reaktor leállításának, hűtésének és a radioaktív kibocsátás korlátozásának igényével, akkor a reaktortartály szerkezeti integritása a reaktor hűthetőségével mutatja a legszorosabb kapcsolatot. Ez a követelmény viszont nem zárja ki az instabil repedés terjedését, de feltétlenül megköveteli az esetleg megindult repedés megállását a reaktortartály falának abban a mélységében, amely az integritást (és ezzel együtt a hűthetőséget) még biztosítja. Az instabil terjedésnek indult repedés megállása akkor következhet be, ha a repedésfront környezetében olyan viszonyok állnak elő, amelyek ezt elősegítik. Ilyenek lehetnek például a falhőmérséklet növekedése, az anyag magasabb törési szívóssága és a feszültségintenzitási tényező csökkenése, amelyek némelyike vagy mindegyike – tekintettel a felsorolt tényezőknek a reaktortartály falvastagsága menti eloszlására – esetünkben is fennállhatnak, lásd később részletesen. Hagyományosan az integritást még biztosító repedés mélységet a falvastagság 75 %-ával tekintik megegyezőnek. Az említett

<sup>9</sup> Jelen értekezés keretében a „ridegtörés” kifejezés egyenértékű a „gyors törés” vagy „katasztrófális törés” kifejezéssel.

repedés megállási feltétellel engedi meg a vonatkozó amerikai (ASME 2001), a német (KTA 1996) és a francia (RCC-M 2000) előírás a repedés megindulását. Ezek alapján indokolt a szerkezeti integritás elemzésének kiterjesztése a repedés megállás viszonyainak a vizsgálatára is.



10. ábra. A reaktortartály szerkezeti integritása meghatározásának sémája

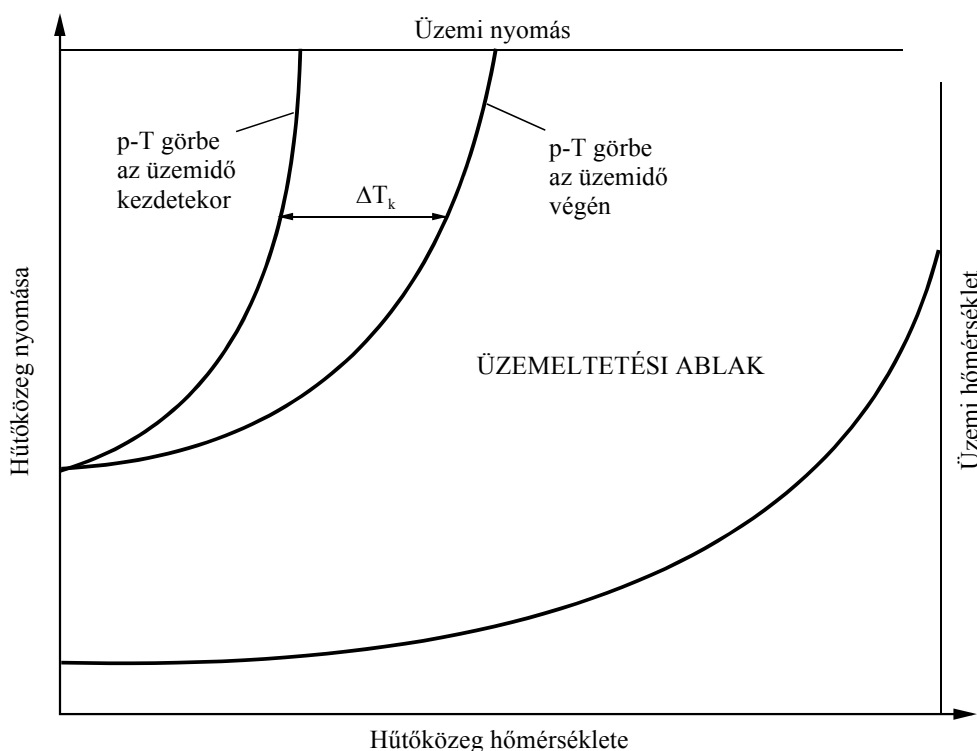
#### 4. 1. A reaktortartály esetleges töréséhez vezető okok

A reaktortartály szerkezeti integritására nézve kritikus igénybevétel az **átmeneti üzemállapotokban** ill. a **ZÜHR működése esetében** fordulhat elő. A reaktor felfűtésekor és lehűtésekor megengedett, összetartozó nyomás- és hőmérséklet értékek ismeretéhez a hideg túlnyomás határolás ill.  $p-T$  (nyomás-hőmérséklet) határérték diagramot szokták megszerkeszteni, **11. ábra**. A diagram felső határoló görbáját a tartály szerkezeti anyagára maximálisan megengedett  $p-T$  görbe adja, amit a reaktortartály anyagára jellemző, a törési szívósság hőmérséklet függését kifejező görbe alapján határoznak meg. A kiinduló görbét a szerkezeti anyag sugárkárosodásával összefüggésbe hozható  $T_k$  kritikus átmeneti hőmérséklet aktuális értékének megfelelően folyamatosan korrigálni kell. A „ $p-T$  ablak” alsó határoló görbáját a főkeringtető szivattyú kavitáció- és forrásmentes üzeméhez szükséges minimális nyomás- és hőmérséklet értékek rajzolják meg. A reaktor felfűtési és lehűtési műveleteit úgy kell elvégezni, hogy az összetartozó nyomás- és hőmérséklet értékek mindig a megengedett tartományon belül maradjanak. Ezen túlmenően a felfűtési és lehűtési sebességet a tartályfal



keresztmetszete mentén létrejövő hőmérséklet gradiens enyhítése érdekében korlátozni szokták (a gyakorlatban 20 és 55 °C/h között).

A ZÜHR működését hűtőközeg veszteséssel járó üzemzavar (*Loss-of-Coolant Accident, LOCA*) ill. egy arra utaló jelzés (pl. térfogatkiegyenlítő tartály szintcsökkenése, primerköri hűtőközeg nyomáscsökkenése, aktív zónán mérhető nyomáskülönbség megváltozása) indítja el. Ekkor viszonylag alacsony hőmérsékletű ( $T = 20\text{--}55\text{ °C}$ ) hűtővíz kerül betáplálásra a reaktorba és lép érintkezésbe a tartályfal belső felületével, ami egyrészt hőt von el a belső felülettől, másrészt a felületen és a felület közeli rétegben hőfeszültségeket hoz létre. A kialakuló hőfeszültségek (húzófeszültségek) az ebben a tartományban esetlegesen elhelyezkedő felületi vagy a felület alatt beágyazódott repedések, vagy repedés jellegű folytonossági hiányok frontja mentén nagy feszültségintenzitást idéznek elő. Amennyiben a tartály szerkezeti anyagának törési szívóssága a gyors neutron sugárzás hatására lecsökkent, és a szívós-rideg átmeneti hőmérséklete megnőtt, akkor növekszik a valószínűsége a folytonossági hiányok instabil terjedésének.



**11. ábra.** A biztonságos üzemeltetés tartománya

Az atomerőművek üzemeltetésének első évtizedeiben a legsúlyosabb hűtőközeg veszteses üzemzavarnak a főkeringtető vezeték teljes keresztmetszetű haránt törését tekintették. Ez volt a VVER-440/V-213 reaktortípus esetében is a legsúlyosabb tervezési üzemzavar. E tervezési üzemzavar során a ZÜHR által a tartályfalon előidézett hősokok alatt és után a belső nyomás az elemzések szerint csaknem nullára csökken. Már a második *Marshall* jelentés – a főgőzvezeték törését elemezve – felhívta a figyelmet arra az üzemzavarra, amelynek során a ZÜHR működést a primerköri nyomás átmeneti csökkenését követően annak ismételt emelkedése követi

(Marshall 1982). Egy amerikai atomerőműben, 1978-ban bekövetkezett üzemzavar világossá tette a nyomásalatti hősokkot (*Pressurized Thermal Shock, PTS*) kiváltó, kis keresztmetszetű hűtőközeg vesztéses üzemzavarok (*Small-Break LOCA, SBLOCA*) fontosságát (Sauter 1983). Ennek az üzemzavarnak a sajátossága az, hogy a ZÜHR betáplálással – azaz a tartályfal gyors lehűtésével – egyidejűleg a reaktortartályban uralkodó nyomás növekszik, és a növekedés meghaladhatja az üzemi nyomás értékét is. *PTS* esetében a hőfeszültség és a belső nyomásból adódó feszültség szuperpozíciója eredményeként kialakuló feszültségintenzitás meghaladja a közönséges *LOCA* esetében ébredő feszültségintenzitást. Ettől az időszaktól számítva a *PTS* jellegű üzemzavarokat tekintik mértékadónak a reaktortartály szerkezeti integritása szempontjából.

A *PTS*-t előidéző tranziens folyamatok (kezdeti események, berendezés meghibásodások vagy nem megfelelő kezelői beavatkozások) két csoportba sorolhatók:

1. Primer oldalról kiinduló tranziensek (pl. a térfogatkiegyenlítő rendszer biztonsági szelepeinek nyitás utáni beszorulása, majd azt követő zárása; kis átmérőjű – a ZÜHR betáplálásával nem kompenzálható - primerkörü csőtörés vagy a primerkör ezzel egyenértékű keresztmetszetű tömörtelensége), amikor a ZÜHR hideg vizet táplál a reaktor gyűrűkamrájába és lehűti a fal belső felületét vagy éppen a ZÜHR szándékolatlan működése.
2. Szekunder oldal eredetű tranziensek, amelyek egy vagy több gőzfejlesztő lehűtését eredményezik, aminek következtében alacsonyabb hőmérsékletű primer hűtőközeg folyik vissza a reaktor gyűrűkamrájába (pl. gőzfejlesztő túltöltés, gőzvezeték törés, gőzfejlesztő biztonsági szelep fennakadása).

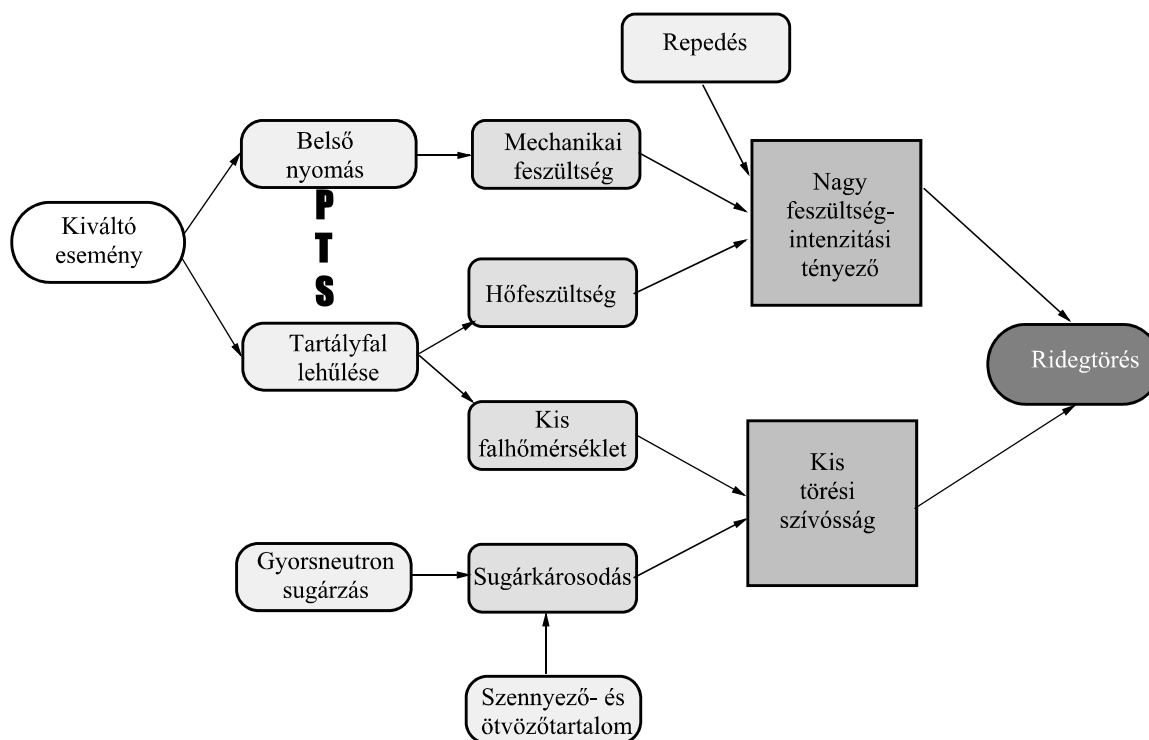
Az események közül azokat veszik figyelembe, amelyek gyakorisága meghaladja a  $10^{-5}$ /év értéket, a kiválasztás *PSA* eredménye alapján történik. A **12. ábra** egy *SBLOCA* esetre mutatja be a reaktortartály esetleges ridegtöréséhez vezető tényezőket és azok egymással való kapcsolatát.

A reaktortartály épségét – a fentiek figyelembevételével – a következő tényezők megfelelő mértékű és egyidejű jelenléte veszélyeztetheti:

1. Alacsony hőmérséklet és megnövekedett feszültség egyidejű kialakulása a reaktortartály falában;
2. A reaktortartály szerkezeti anyagának neutronsugárzás következtében lecsökkent törési szívóssága;
3. Kedvezőtlen méretű, alakú és elhelyezkedésű repedés jelenléte a tartályfal azon tartományában, ahol az előző két feltétel adott.

Amíg a **11. ábrán** bemutatott *p-T* diagram határértékeinek karbantartása determinisztikus úton történik, addig a *PTS* elemzésre erőmű-specifikus valószínűségi biztonsági értékelést ír elő - az alapvetően determinisztikus alapú szövetségi szabályozásban (CFR 1996) - az Amerikai Egyesült Államok Nukleáris Biztonsági Hatósága (*United States Nuclear Regulatory Commission, US NRC*) abban az esetben, ha az általa felállított ún. *PTS* szűrési kritérium nem

teljesül. Az erőmű-specifikus *PTS* elemzésnek azt kell igazolnia, hogy annak a gyakorisága, hogy egy repedés a *PTS* következtében a reaktortartály teljes falvastagságán áthalad, kisebb, mint  $5 \times 10^{-6}$ /üzemév (US NRC 1987). A reaktortartály feltételezett meghibásodását a valószínűségi törésmechanikai elemzés eredményének a *PTS*-t kiváltó üzemzavarok *PSA* alapján meghatározott gyakoriságának értékeivel történő kombinálása adja.<sup>10</sup> A világban eddig bekövetkezett *PTS* események (számuk tíz körülire tehető) egyike sem vezetett tartálytöréshez.



12. ábra. A reaktortartály esetleges ridegtöréséhez vezető tényezők (SBLOCA esetén)

Jelentőségének felismerése – és a hatósági szabályozásba történt bevezetése - óta a *PTS* folyamatos kutatások tárgya. A kutatások egyik csoportja az elemzési folyamat paramétereinek hatását vizsgálta az alkalmazott determinisztikus valamint valószínűségi törésmechanikai, továbbá a termohidraulikai számítások eredményeire nézve, pl. (Bass et al. 2000, Rosinski and Hardies 2000) és a bizonytalanságok csökkentése eredményeként a reaktortartály kockázatának csökkentését célozta meg. Néhány igen átfogó kutatási programot bonyolítottak le a *PTS* folyamatának pontosabb megismerése ill. az egyes tényezők hatása szerepének tisztázása céljából, némelyiket nemzetközi együttműködésben, pl. (Bryan et al 1985, 1987, Bass et al 1992, 1996, Roos et al 2000). A VVER-440 reaktorokra a Nemzetközi Atomenergia Ügynökség által koordinált műszaki együttműködési, valamint az Európai Bizottság által finanszírozott PHARE/TACIS nukleáris biztonsági programok keretében születtek eredmények.

<sup>10</sup> A 10 CFR 50.61 egyike az első teljesítmény alapú és kockázatelemzést alkalmazó hatósági szabályozásnak.

Külön figyelmet érdemelnek azok a laboratóriumi kísérletek, amelyek során ellenőrzött körülmények között reaktortartály léptékű és valóság-hű repedésekkel ellátott berendezéseken idéztek elő *PTS* tranzienseket és vizsgálták a repedések viselkedését. A tudományos eredmények mellett az ilyen típusú kísérletek hozzájárultak az elemzés során használt módszerek, számítási kódok verifikálásához és az érvényben lévő szabványok helyességének ellenőrzéséhez is. Ezen teljes léptékű kísérletek közül a legjelentősebbek az Európai Unió és az Egyesült Királyság Nukleáris Biztonsági Hatósága által szponzorált *NESC* kísérletek (*Network for Evaluating Structural Components*). A *NESC-1* projekt a szerkezeti integritás elemzésének teljes folyamatát alkalmazta egy nagyméretű, a belső felülete közelében mély repedéseket tartalmazó, hevített hengeres próbatest törési kísérlete során (*NESC-1* 2001), a *NESC-2* projekt pedig a kisméretű repedések instabil terjedését és megállását vizsgálta (*NESC-2* 2003). Mindkét kísérlet eredménye az érvényben lévő előírások jelentős konzervativizmusát igazolta.

## 4.2. Általános biztonsági megfontolások

A ma üzemelő atomerőművek biztonságának alapelve a **mélységben tagolt védelem**. Azoknak a berendezéseknek az esetében, ahol a mélységben tagolt védelem elveit nem lehet maradéktalanul betartani, vagy a berendezés meghibásodása nem elviselhető következménnyel járna a civil lakosságra nézve, további intézkedések is szükségesek. Mivel a reaktortartály esetleges sérülése igen súlyos következményekhez vezetne, ezért a reaktortartály szerkezeti integritását tekintve további intézkedéseket is alkalmaznak. A következőkben vázlatosan bemutatok néhány példát a reaktortartály épségének biztosítására szolgáló koncepciók közül.

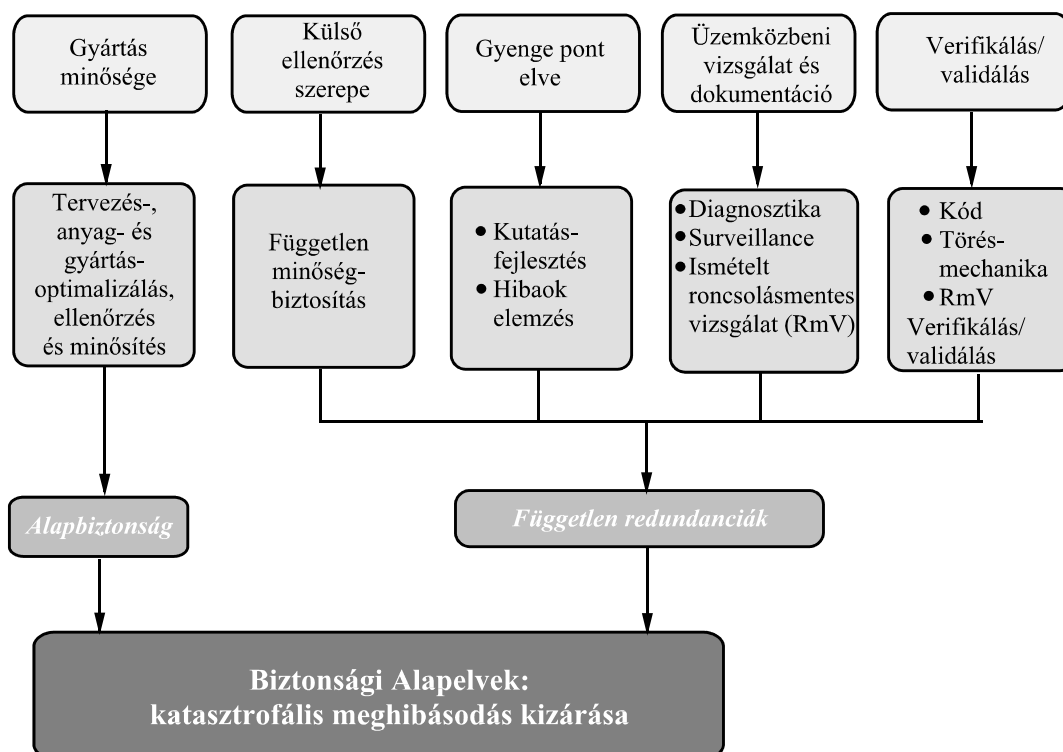
Az Egyesült Királyságban, az 1970-es években a biztonság alapkövetelményeként elfogadták, hogy egy megfelelően tervezett és gyártott reaktortartály igen kis valószínűséggel hibásodhat meg, de ezen túlmenően további - az esetleg mégis bekövetkező meghibásodások okait kiküszöbölő - kiegészítő intézkedéseket is bevezettek. Ezen intézkedések közé tartozott a meghibásodások legvalószínűbb kiindulási helyeinek a feltérképezése (pl. hegesztési varratok, feszültség ill. halmozódó károsodás csúcsok), valamint a meghibásodás fő okának, azaz egy repedés jelenlétének az elkerülése ezeken a helyeken. Ez vezetett a 80-as években a „meghibásodás kizárhatósága” (*Incredibility of Failure, IoF*) elv érvrendszerének megalkotásához (Geraghty 1996). Az *IoF* berendezésre elvégzett biztonsági elemzésnek azt kell igazolnia, hogy a berendezés meghibásodása kizárható (*incredible*), azaz előfordulásának valószínűsége kisebb, mint  $10^{-7}$ /év. Ez az érték két nagyságrenddel kisebb, mint a hagyományos nyomástartó edények meghibásodásának igazolt gyakorisága. Az *IoF* alapelvei a következők:

- kiváló minőségű tervezés, gyártás és vizsgálat, ami visszakövethető a minőségbiztosítási dokumentációból,
- a meghibásodás gyanús helyek törésmechanikai elemzése és annak igazolása, hogy az ellenőrzéseket követően az anyagban esetlegesen megbújó hibák nem növelik a berendezés ridegtörési veszélyét,

- annak a biztosítása, hogy a berendezés vagy szivárog a katasztrofális törés bekövetkezése előtt (*Leak-Before-Break, LBB*) vagy időszakos roncsolásmentes ellenőrzést hajtanak rajta végre a hibamentesség igazolására.

Az Egyesült Királyságban érvényes hatósági szabályozás külön foglalkozik a szerkezeti integritás vonatkozásában az *IoF* esetekkel (HSE 1992). Két alapvető követelményt ír elő: a berendezésnek a lehetőségek határain belül hibamentesnek kell lennie, továbbá bizonyítani kell a berendezés hibatűrő képességét. Ezen alapvető követelmények biztosítását különböző, egymáshoz kapcsolódó, de független (úgy valószínűségi, mint determinisztikus) műszaki igazolásokkal kell bizonyítani.

Németországban a Biztonsági Alapelvek (*Basis Safety Concept, BSC*) testesítik meg az előzőekben leírtakat (Kussmaul 1984). A *BSC* valószínűségi módszerek alkalmazása nélkül igazolja a katasztrofális meghibásodás lehetőségének kizárását a német tervezésű atomerőművek esetében. A valószínűségi elemzés természetesen szerepet kaphat, elsősorban a szerkezeti integritás gyenge pontjainak az értékelésében. A *BSC* a hangsúlyt az optimális szerkezeti anyag és a gyártástechnológia kiválasztására, a tervezésre, a feszültséganalízisre, a gyártásra, az üzemeltetésre, a vizsgálatokra és az ellenőrzésekre helyezi és feltételezi, hogy a felsorolt területeken alkalmazott legszigorúbb intézkedések megteremtik a redundanciák előfeltételeit, ami kizárja a katasztrofális törést, **13. ábra**. A *BSC*-t 1979-ben lényegében átvette a Német Reaktorbiztonsági Bizottság és részévé vált a német hatósági szabályozásnak (RSK 1981).



**13. ábra.** Német biztonsági alapelvek (Kussmaul 1984)

Az Amerikai Egyesült Államokban a vonatkozó tervezési és ellenőrzési előírás, az *ASME (The American Society of Mechanical Engineers) Boiler and Pressure Vessel Code* hatósági jogokkal bír, miután a *10 CFR 50 (Code of Federal Regulations)* közvetlenül hivatkozik rá. Az *ASME* előírások mérnöki közmegegyezésen alapulnak és analitikai módszereik jelenleg kizárólag determinisztikusak. Egyre növekszik viszont azon esetek száma, ahol az előírt determinisztikus elemzést valószínűségi alapokon nyugvó számításokkal egészítik ki. A tizenegy kötetből álló *ASME* előírásrendszer harmadik és tizenegyedik kötetét kizárólagosan atomerőművi alkalmazásra írták: a harmadik a tervezési előírásokat (ASME 1995a), a tizenegyedik az üzem közbeni ellenőrzés előírásait tartalmazza (ASME 1995b). E kötetek egyike sem foglalkozik a katasztrofális törés kizárásának explicit bizonyításával oly módon, ahogyan azt az előzőekben bemutatott angol és német példában láttuk. A berendezéseknek ill. csővezetékeknek a tervezési előírásban található osztályba sorolása azonban lényegében ugyanezt az elvet hordozza magában. Az első osztályba azok a berendezések tartoznak, amelyek a legközvetlenebb kockázatot jelentik a reaktor integritására nézve. Ezekre vonatkozóan a harmadik kötet fokozottabb gyártási ellenőrzést, a tizenegyedik kötet pedig szigorúbb üzem közbeni vizsgálatokat ír elő.

Az *ASME*-hez hasonló biztonsági osztályokba történő besorolás valamennyi nukleáris tervezési és ellenőrzési előírás rendszerben megjelenik. A kockázat fogalma ezekben az előírásokban tehát közvetett módon, a meghibásodás bekövetkezése valószínűségének és a meghibásodás következményének matematikai értékelése nélkül, de jelen van. Meg kell azonban jegyezni, hogy a meghibásodás következményeinek súlyosságát rangsorolva az *IoF* eseteket gyakran (és jogosan) az első osztályba sorolt berendezések elé szokták helyezni.

## 5. A reaktortartály falának sugárkárosodása

### 5.1. A mikroszerkezet változásai

Több mint fél évszázaddal ezelőtt *Wigner* hívta fel először a figyelmet a neutronok azon tulajdonságára, hogy az anyagokkal kölcsönhatásba lépve megváltoztatják azok tulajdonságait, megalapozva ezzel a *sugárkárosodás* fogalmát (*Wigner* 1946).<sup>11</sup> Nyomottvizes atomerőművek esetében a reaktor zónájában keletkező neutron spektrumnak három fő összetevője van: a gyors neutronok (ezek  $E$  energiatartománya kb. 0,1 MeV-től 15 MeV-ig terjed), a közepes energiájú neutronok ( $E \approx 0,5 \text{ eV} - 0,1 \text{ MeV}$ ) és a termikus neutronok ( $E < 0,5 \text{ eV}$ ). A károsodást a gyors neutronok a reaktortartály falának az aktív zónával szemben lévő tartományában okozzák. A neutron fluxus a zónától a reaktortartály falának külső felületéig 3-4 nagyságrenddel csökken, továbbá a spektrum is változik a falvastagság mentén a szerkezeti anyaggal való kölcsönhatás eredményeképpen.

Különös figyelmet érdemel a reaktortartály aktív zónával szemben elhelyezkedő tartományában (zóna övben) található hegesztési varrat, amennyiben van. A korai reaktortartályok esetében az öveket hengerelt lemezekből alakították ki hosszirányú hegesztési varratok segítségével. A későbbi reaktorok esetében az öveket gyűrűkből kovácsolták, és a kovácsolt gyűrűket egyesítő körvarratokat a zóna magassága mentén az alacsonyabb fluxusú helyekre, sőt esetenként az aktív zóna tartományán kívülre tervezték. A hegesztési varratok azért igényelnek kiemelt figyelmet, mert a varratanyag – durvább mikroszerkezete és nagyobb szennyezőtartalma következtében – érzékenyebbnek mutatkozik a neutronsugárzásra, mint a hengerelt vagy kovácsolt alapanyag. Mindezekon túlmenően a hegesztési varratokat általában úgy tekintik, mint a repedések és repedéshez vezető folytonossági hiányok (pl. összeolvadási hibák) legvalószínűbb helyeit. A VVER-440/V-213 típusú atomerőmű reaktortartálya esetében a zóna alsó széle fölött kb. 220 mm magasságban található egy körvarrat. Ezt a varratot a maximális fluxus értékének 66-68%-a terheli.

A gyors neutronok a szerkezeti anyag atomjaival (ionjaival) rugalmas ill. rugalmatlan kölcsönhatásba kerülnek: a rugalmas ütközés atomi elmozdulásokat hoz létre, a rugalmatlan ütközés nukleáris reakciókat. Amennyiben a rugalmas ütközés folytán a rácsatomnak átadott energia meghalad egy küszöbértéket ( $E_k > 40 \text{ eV}$ ), akkor az atom kimozdul a rácsban eredetileg elfoglalt helyéről és egy *Frenkel* hibapárt (egy üres helyet és egy intersztíciós atomot) hoz létre. Amennyiben az ütközési energia lényegesen magasabb, mint néhány keV, úgy a kimozdított atom a környezetében hasonló elmozdulások özönét indítja el, elmozdulás kaszkádot hoz létre. Az így keletkezett rácshibák jelentős része sem elektrokémiaileg, sem mechanikailag nem stabil és ezért az ütközést követően azonnal visszajut stabil helyzetébe, vagy rekombináció útján kioltja egymást.

---

<sup>11</sup> A sugárzás lehetséges anyagkárosító hatására az első sikeres láncreakció létrehozása után, a plutónium előállítására tervezett Hanford reaktor tervezése során *Wigner* egységes magyarázatot adott, amit ezt követően számítások és kísérletek igazoltak (*Seitz* 1952). *Wigner* figyelme elsősorban az üzemanyag és a moderátor anyagaina terjedt ki.

A károsodás leírásához leginkább a kaszkád által létrehozott ponthibák számát lehet felhasználni (Norgett et al. 1975), ami az alapját képezi az atomok helyelhagyási gyakoriságával jellemzett károsodási paraméternek, a *dpa*-nak (*d*isplacement *p*er *a*tom). Károsodási paraméterként – főleg a reaktortartály felügyelet területén - elterjedt még az adott küszöb energiaszint feletti  $F$  neutron fluencia érték használata is. A küszöb energiaszint nyugati reaktorok esetében  $E = 1,0$  MeV, a VVER reaktorok esetében  $E = 0,5$  MeV. VVER reaktorokra a tervezési élettartam végéhez rendelhető fluencia  $\sim 0,01-0,1$  *dpa*-nak felel meg. Az említett két károsodási paraméter között elvi különbség van: a fluencia a károsodást előidéző körülményekre utaló paraméter, míg a *dpa* a ténylegesen lejátszódó károsodással van összefüggésben. A spektrum sugárirányú lágyulása a tartályfal belső felületétől a külső felület irányába haladva viszonylag kisebb *dpa* csökkenést idéz elő, mint ugyanitt a fluencia ( $E > 1$  MeV) csökkenése, ami azt jelenti, hogy a fluencia használata a károsodás becslésére kevésbé konzervatív lehet, mint a *dpa* használata (Prillinger and Van Konynenburg 1998).

A sugárzás előidézte ponthibák egy részének diffúzióképessége a  $T_s$  besugárzási hőmérsékleten - azaz a reaktor üzemi hőmérsékletén ( $T_{ii} \approx 250-300$  °C) – növekszik, ami a mikroszerkezet további, rendkívül finom méretű módosulásainak létrejöttét segíti elő. Ezek jellemző előfordulási sűrűsége  $10^{23} \text{ m}^{-3}$  és sugaruk 1 nm vagy kisebb (Odette and Lucas 1998). A legáltalánosabb módosulások az alábbiak:

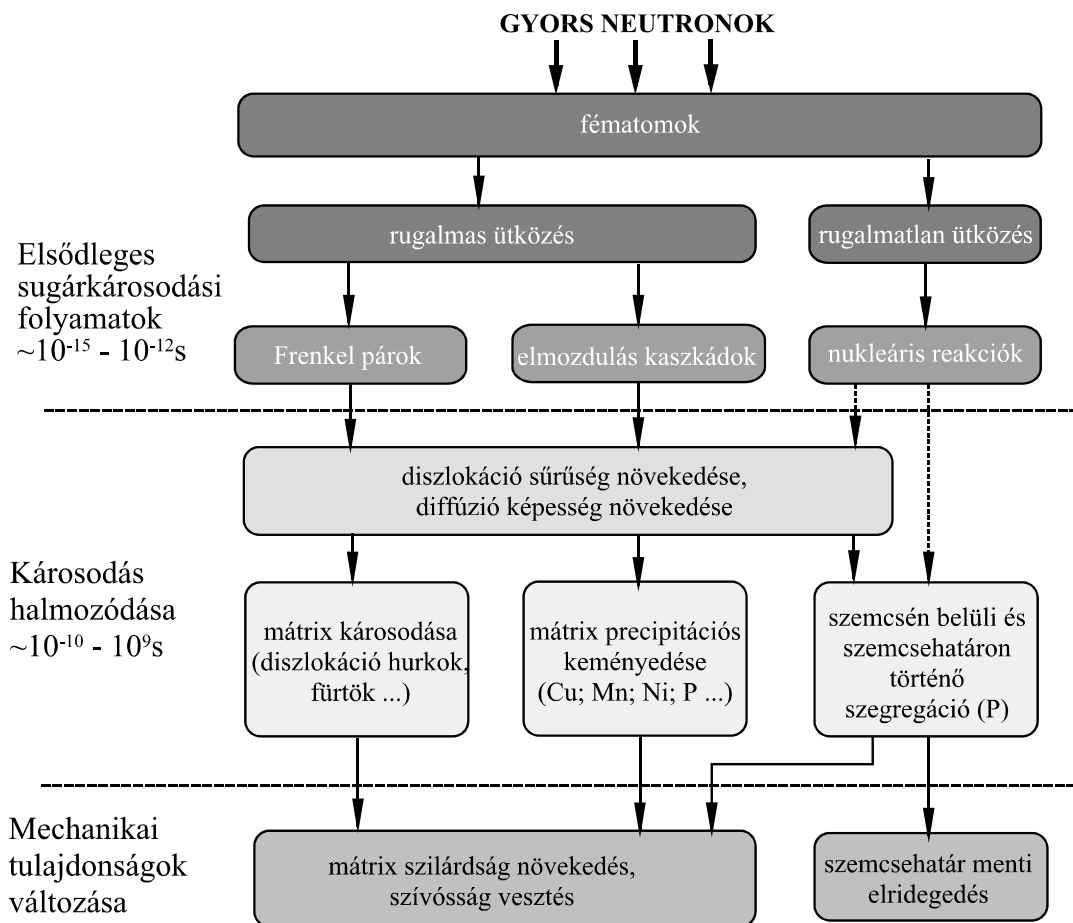
- nagyobb diszlokáció hurkok képződnek a ponthibák kitüntetett helyekre vándorlása eredményeként és megindul a diszlokációk ún. dekorációja, fürtökbe rendeződése (Singh 2000), ami a mátrix közvetlen károsodásának az alapja;
- a kaszkád magjában, üres helyekben feldúsult terület (*cluster*), e körül pedig intersztíciós atomok halmozódása alakul ki (English and Phythian 1998);
- rézben, továbbá mangánban és nikkelen gazdag precipitátumok, ill. karbonitrid és foszfid ötvözet precipitátumok alakulnak ki a túltelített szilárd oldatból (Miller et al. 2003), amely folyamat tovább növeli a mátrix felkeményedését;
- foszfor szegregáció megy végbe a szemcsehatárok mentén, valamint a szemcsén belül a második fázis és a mátrix ill. a sugárzás okozta kristályhibák határán (Gurovich et al. 2000), ami az adott helyeken a szilárdság lokális csökkenéséhez vezet.

A **14. ábra** összefoglalja a sugárkárosodás előzőekben vázolt folyamatait, jelezve az egyes folyamatok szerepét a mechanikai tulajdonságok megváltozásához való hozzájárulásuk szempontjából. Az ábra nem tartalmazza a könnyűvízes reaktorok üzemi hőmérséklettartományát lényegesen meghaladó hőmérsékleten bekövetkező egyéb sugárkárosodási folyamatokat, mint pl. a duzzadást vagy a kúszást.

A mikroszerkezet besugárzás hatására történő megváltozásának megismerése szorosan összefügg az elméleteket igazoló vizsgálati technika és a szimulációs módszerek ill. eszközök fejlődésével. A méret- és időskála egymástól nagyságrendekkel eltérő tartományai közötti kapocs megteremtésének a fejezet elején említett problémája csak alkalmas eszközökkel tűnik megoldhatónak. Az 1950-es és 60-as években rendelkezésre álló elektronmikroszkópia hozzájárult a kaszkádok kialakulása transzportelméleti magyarázatának igazolásához. Az 1970-es és 80-as években az atomi mozgások számítógépes szimulációja területén végbement fejlődés teremtette meg a lehetőséget a korábbinál mélyebb vizsgálódásra és az elméletek



finomítására. Két numerikus szimulációs modell terjedt el: a molekuláris dinamikai modell sok atom mozgásának egyenleteit integrálja egy időben, míg a másik modell két atom ütközéseinek sorozata alapján írja le a folyamatot (Robinson 1994). A mikroszerkezet leírásának ezen a szintjén van szerepe a Monte Carlo szimulációs módszernek.<sup>12</sup> A még több atomot tartalmazó testek viselkedésének szimulációs módszere a végeselemes módszer, majd elérjük a kontínuummechanika eszköztárát. A **15. ábra** az idő és a vizsgált atomok számának függvényében mutatja a legismertebb módszereket (Dreysse et al. 2002).

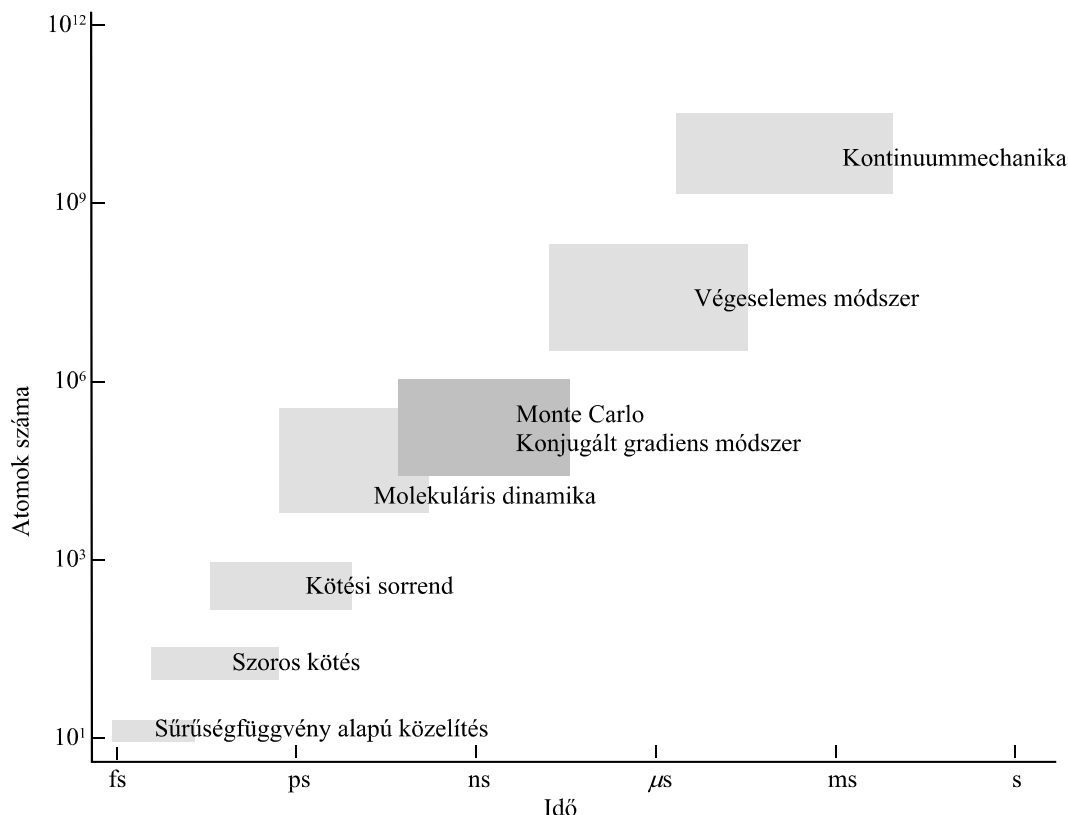


**14. ábra.** A sugárkárosodás elemeinek vázlatos összefoglalása

Érdemes külön megemlíteni a sugárkárosodás kutatási terület szimulációs eszközeinek a jelenleg talán legmagasabb szintjét képező ún. „virtuális reaktor”-t. Ennek az a sajátossága, hogy - multi-skála modellt alkalmazva – egymaga képes az említett skálaprobléma áthidalására,

<sup>12</sup> Érdemes megemlékezni róla, hogy az első publikáció a Monte Carlo módszer gyakorlati alkalmazásáról Teller E. és szerzőtársai nevéhez fűződik (Teller 2001).

azaz a sugárkárosodás atomi méretű folyamatai modellezésének eredményeire közvetlenül ráépül a mechanikai tulajdonságok (elsősorban a törési szívósság) változását modellező modul (Van Duysen 2003).



**15. ábra.** A mikroszerkezet vizsgálat különböző szimulációs módszerei (Dreyse et al. 2002)

A szimulációs eljárásokat egyre fejlettebb mikroszerkezet vizsgáló technikák támogatják, mint pl. a kisszögű neutronszerkezet vizsgálata ( $> \sim 3$  nm), a nagyfelbontású téremissziós scanning elektronmikroszkópia, az atompróba tomográf ( $> \sim 1$  nm és összetétel) és a pozitron annihilációs spektroszkópia ( $\sim 1$  nm). E technikák kombinációja lehetővé teszi a sugárzás által megváltoztatott mikroszerkezet különféle sajátosságainak a megfigyelését, valamint - az elméletet ill. a fizikai alapokon nyugvó modelleket is felhasználva - segítséget nyújt a kísérletek tervezéséhez és az eredmények interpretálásához.

## 5.2. A mechanikai tulajdonságok változásai

A besugárzás eredményeként az előzőekben vázolt módon kialakuló mikroszerkezet komplex változásokat idéz elő a reaktortartály fal szerkezeti anyagának a mechanikai tulajdonságaiban. Ezen változások közül a legalapvetőbb az  $R_p$  egyezményes folyáshatár (és természetesen az

$R_m$  szakítószilárdság) növekedése, a szívósság csökkenése és a szívós-rideg átmeneti hőmérséklet növekedése. Az említett tulajdonságok növekedése ill. csökkenése a fluencia függvényében monoton, továbbá nemlineáris. A mechanikai tulajdonságok észrevehető változásához szükséges minimális besugárzási dózis  $F_{\min} \approx 1 - 2 \cdot 10^{22} \text{ n/m}^2$  ( $E > 0,5 \text{ MeV}$ ). A keményedést hagyományosan arra vezetik vissza, hogy a finomeloszlású precipitátumok és a kiterjedt méretű hibák akadályokat gördítenek a diszlokációk mozgásával szemben (*Orowan* mechanizmus), ami a sugárkárosodás klasszikus elmélete (Seeger 1958).

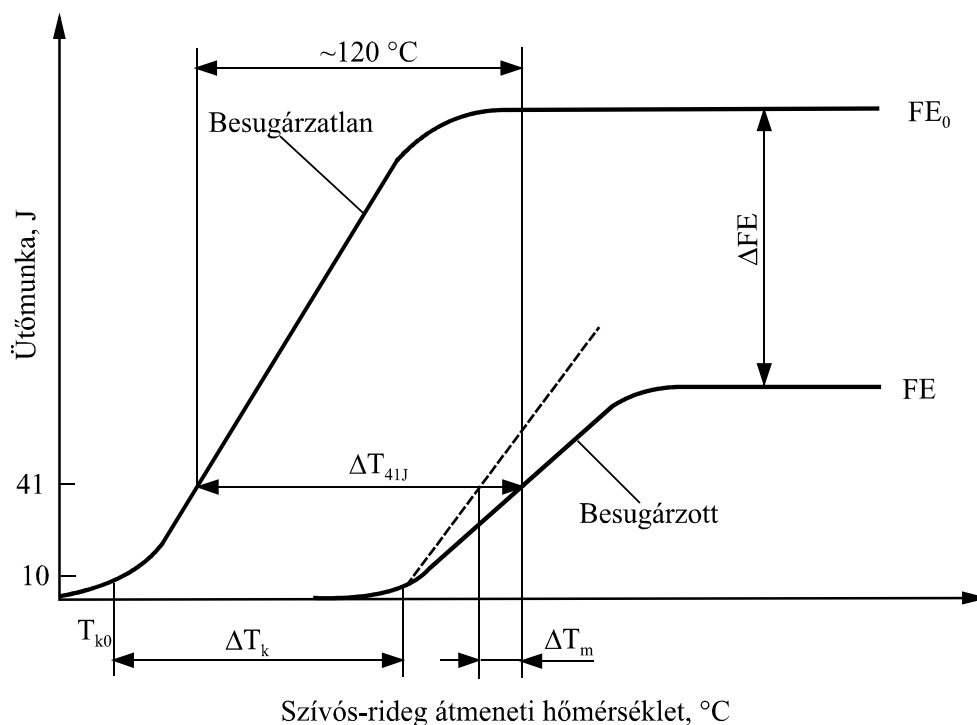
Kísérleti eredmények ennek az elméletnek az átértékeléséhez és új modellekhez vezettek. Ezek egyikének a lényege, hogy a besugárzás hatására létrejövő kaszkádképződés körülményei között a *Frank-Reed* források többségét egy saját intersztíciós atomokból álló felhő veszi körül (*Cottrell* atmoszféra) és a képlékeny alakváltozás megindulásához szükséges diszlokációknak először el kell szakadniuk ettől az atmoszférától. Ehhez egy bizonyos feszültség szintet kell legyőzniük, ami a folyáshatár növekedésében nyilvánul meg (Singh et al. 1997). *Prohászka* szerint a besugárzás okozta elridegedés szoros kapcsolatban áll a sugárzás által 0,35 homológ hőmérséklet alatt létrehozott diszlokációs hurkokkal és a sugárzás által létrehozott kiválások is hatással vannak a szívóssági jellemzők megváltozására (Prohászka 2001), amely magyarázat az előbb említett mindkét elméletből merít.

Amennyiben a szívóssággal kapcsolatos mérőszámokat a *Charpy* ütővizsgálatból vesszük, ami a hagyományos megközelítés alapja, akkor ez az ütőmunka hőmérsékletfüggését leíró görbe jobbratolódását ( $\Delta T_k$ ), a felső energia értékének csökkenését ( $\Delta FE$ ), valamint a görbe meredekségének a megváltozását (a görbe „lefekvését”) jelenti, **16. ábra**. Az ábrán feltüntettük a 41 J ütőmunkához rendelt, legáltalánosabban elterjedt, átmeneti hőmérséklet eltolódást ( $\Delta T_{k41J}$ ). Miután a koncepció szerint az átmeneti hőmérséklet kiinduló értéke ( $T_{k0}$ ) a 10 J ütőmunkához rendelt hőmérséklet, így a 41 J-hoz tartozó átmeneti hőmérséklet növekedés az alábbi módon fejezhető ki egy empirikus korreláció segítségével:

$$\Delta T_{k41J} = \Delta T_k + \Delta T_m, \quad (1)$$

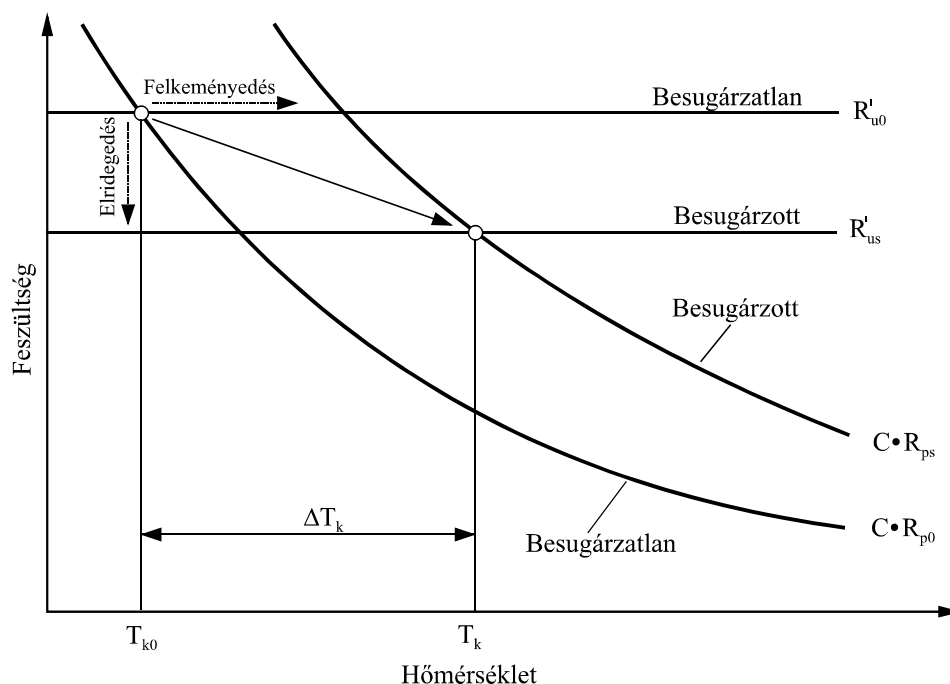
ahol  $\Delta T_m$  az eltolódásnak az átmeneti hőmérséklet görbe meredekségének csökkenéséből adódó hányada. A teljes eltolódás reaktortartály acélok esetében általában 120 °C körül van (Odette and Lucas 1998).

Elfogadható korreláció mutatható ki az egyezményes folyáshatárnak a besugárzás hatására történő megnövekedése ( $\Delta R_p$ ) és a *Charpy* ütővizsgálattal meghatározható paraméterek ( $\Delta T_k$  ill.  $\Delta FE$ ) között, azonban sem  $\Delta T_k$ , sem  $\Delta FE$  nem áll egyszerű lineáris kapcsolatban  $\Delta R_p$ -vel (Odette et al. 1985).



16. ábra. Besugárzás hatása az útómunka-hőmérséklet görbére

A térben középpontos köbös (*tkk*) rácsszerkezetű fémek szövetszerkezete sugárkárosodás okozta megváltozásának a mechanikai tulajdonságokra gyakorolt hatását a *Ludwig-Davidenkov* diagram segítségével lehet bemutatni (Davidenkov 1981), **17. ábra**. Az egyszerű modell a törés módját a vizsgált tartományban feszültség kritériummal hozza összefüggésbe. Ha egy kritikus törési feszültség ( $R'_u$ ) nagyobb, mint az egyezményes folyáshatárral arányos feszültség ( $C * R_p$ ), akkor a törés jellege szívós, egyébként rideg. Mivel  $R'_u$  igen kis mértékben függ a hőmérséklettől, viszont  $R_p$  hőmérsékletfüggése – elsősorban a kis hőmérsékletek tartományában – jelentős, ezért a szívós-rideg átmenet ugrásszerű. A sugárzás okozta diszlokáció sűrűség növekedés és a precipitátumok képződése a besugárzatlan állapotban mért folyáshatár ( $C * R_{p0}$ ) értékének a megnövekedését ( $C * R_{ps}$ ) eredményezi. Ez a mátrix felkeményedés okozza az átmeneti hőmérséklet növekedésének egy részét. Másrészt a szemcse-ill. fázishatárokon történő szegregációk a besugárzatlan állapotú anyagra érvényes törési feszültség ( $R'_{u0}$ ) csökkenését idézik elő ( $R'_{us}$ ), ami az átmeneti hőmérsékletnek a nagyobb hőmérséklet irányába történő további eltolódását vonja maga után. Ezt az utóbbi jelenséget a hasadásos törési módnak kristályközi töréssé való átalakulása kíséri.



17. ábra. A folyáshatár és törési szilárdság kapcsolata az átmeneti hőmérséklettel

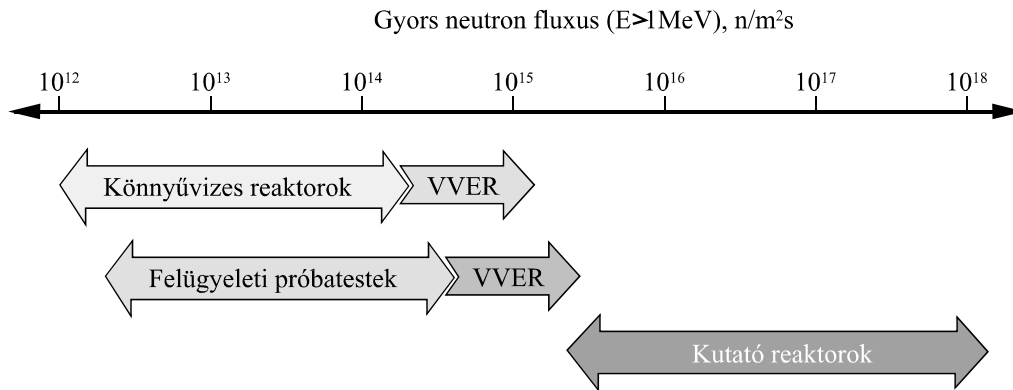
### 5.3. A sugárkárosodás előrejelzése

A reaktortartály szerkezeti anyagok élettartam kimerülési folyamatának ismerete és előrejelzése az erőmű hosszú távú üzemeltetésének egyik alapvető követelménye. A sugárkárosodás előrejelzése általában a *Charpy* ütővizsgálattal meghatározott átmeneti hőmérséklet értékek felhasználásával történik. Az összetartozó átmeneti hőmérséklet eltolódás és fluencia értékekre illesztett, a változás irányát és jellegét mutató ún. *trendgörbe* paraméterként a sugárkárosodásra jelentős hatással lévő ötvöző- vagy szennyező elem tartalmat veszi figyelembe. A trendgörbék ráilleszthetők a mért átmeneti hőmérséklet eltolódás értékekre, vagy – ezek hiányában – elsősorban a szerkezeti anyag kémiai összetételét figyelembe vevő empirikus közelítésekkel írhatók le.

A kísérleti eredményeket a trendgörbék felvételéhez a következő források szolgáltathatják:

- kutató reaktorokban végrehajtott kutatási programok;
- atomerőművi felügyeleti (*surveillance*) programok;
- atomerőművekben folytatott besugárzási kísérletek;
- üzemén kívül helyezett reaktortartályok falából kimunkált próbatesteken végzett vizsgálatok;
- üzemelő atomerőművek reaktortartályainak belső felületéről kivett miniatűr próbatesteken végzett mérések.

A  $\Delta T_k$  átmeneti hőmérséklet eltolódás és a fluencia közötti korreláció leírásához elegendő kísérleti eredmény az első három forrás valamelyikéből nyerhető. A kísérletekhez a reaktor kritikus szerkezeti anyagaival azonos anyagból készített, azonos módon hőkezelt és azonos kiinduló mechanikai tulajdonságú (reprezentatív) próbatesteket helyeznek a kutató reaktorokba vagy az energetikai reaktor tartályának besugárzó csatornáiba, ahol azonban a tartályfal belső tartományára jellemző neutronterétől eltérő viszonyok uralkodnak. A ma használatos empirikus trendgörbék nagy többségét szinte kizárólag kutató reaktorokban folytatott kísérletek eredményei alapján vették fel. A kutató reaktorokban több nagyságrenddel nagyobb fluxusban történő gyorsított besugárzás károsító hatása azonban nem egyenértékű az atomerőmű reaktortartály falának sugárkárosodásával, és ahogy korábban említettük, a fluxus hatás figyelembe vétele több tényező együttes ismeretét igényli. A **18. ábra** a reaktorok, a felügyeleti próbatestek, és a kutatóreaktorok szokásos fluxus tartományait mutatja be.



**18. ábra.** A különböző reaktorok fluxus tartományainak összehasonlítása

A hagyományos *reaktortartály felügyeleti program*, amelynek alkalmazását a nukleáris biztonságtechnikai hatóságok az első generációs reaktortartályokat követően valamennyi reaktorra kötelezően előírták, mindig tartalmaz *Charpy* ütőpróbatesteket. A paksi reaktortartályokat ún. *Loviisa*-típusú sugárkárosodás és termikus öregedés ellenőrző próbatest készletekkel látták el. E próbatest készletek részletes leírását lásd például az (Ahlstrand et al 1986) hivatkozásban.

Az átmeneti hőmérséklet eltolódás jellemezte elridegedési folyamat kinetikájának leírására különféle matematikai közelítéseket javasoltak. A trendgörbék legáltalánosabban elterjedt alakja a következő:

$$\Delta T_k = A(K\ddot{O}, T_s, \Phi) F^n + C, \quad (2)$$

ahol  $A$  kémiai összetételtől ( $K\ddot{O}$ ), a  $T_s$  besugárzási hőmérséklettől és a  $\Phi$  gyors neutron fluxustól függő paraméter;  $F$  a gyors neutron fluencia,  $n$  a kitevő és  $C$  egy állandó.

A trendgörbék fejlődése magán hordozza a reaktortartály acélok gyártástechnológiája fejlődésének következményeit: az első generációs reaktortartályok acéljainak szennyező tartalma – a sugárkárosodásra vonatkozó elégtelen ismeretek következtében - lényegesen magasabb volt, mint az azt követő generációk tartályanyagaié. Ezen túlmenően különbség mutatkozott például az amerikai és az orosz tartályacélok között abban, hogy amíg az amerikai acélokban a réz volt a jellegzetes szennyező elem, addig az orosz acélokban a foszfor, aminek elsősorban technológiai okai voltak (Davies 1999). A kémiai összetétel figyelembe vétele a trendgörbe egyenletekben az említett körülményekkel van összhangban. A vonatkozó amerikai előírás (US NRC 1986) a Cu és Ni szerepét tekinti mértékadónak a sugárkárosodásra nézve. A VVER reaktortípusra vonatkozó szovjet (majd orosz) szilárdsági számítási szabályzat (PNAE 1990) viszont a P és a Cu hatását veszi figyelembe és a következő összefüggést javasolja a VVER-440 reaktortartály acél hegesztési varrata elridegedésének leírására:

$$\Delta T_k = 800(C_P + 0,07C_{Cu})F^{1/3}, \quad (3)$$

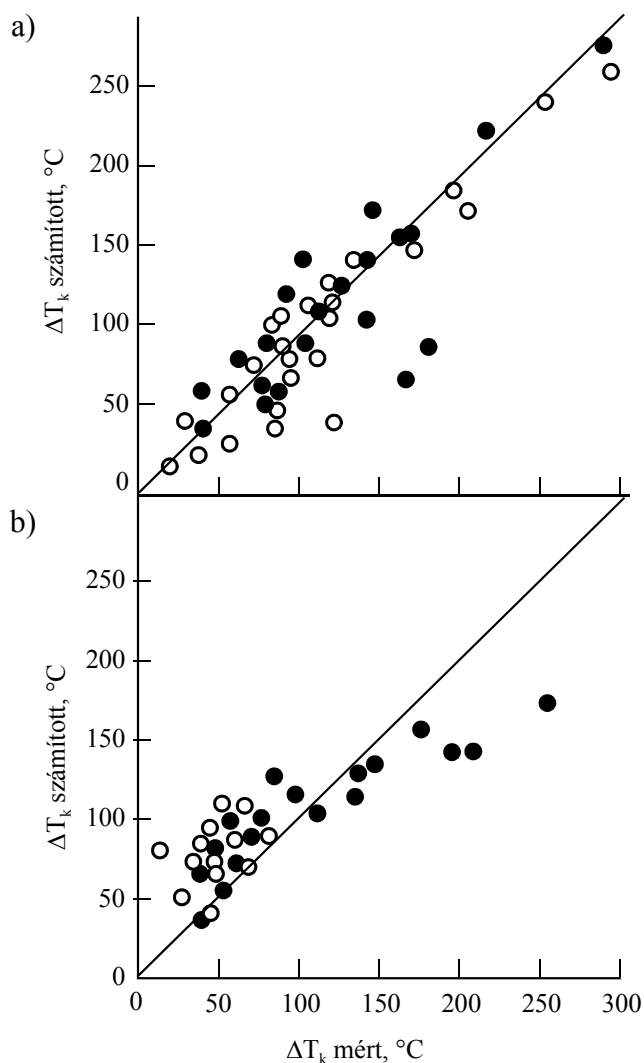
ahol  $C_P$  ill.  $C_{Cu}$  a foszfor ill. réz súlyszázalékban és  $F$  a gyors neutron fluencia ( $E > 0,5$  MeV)  $10^{22}$  n/m<sup>2</sup> mértékegységben kifejezve. Tekintettel arra, hogy ennek a trendgörbének az alapjául is főleg kutatóreaktorokban végzett besugárzási kísérletek szolgáltak, *Nikolaev et al* szerint ez a megengedhetőnél kisebb konzervativizmushoz vezet (Nikolaev et al 2002). A **19. ábra** a (3) egyenlettel számolt, VVER-440 reaktorokban besugárzott VVER-440 reaktortartály varratfém (a) és alapanyag (b) próbatesteken mért  $\Delta T_k$  értékek összehasonlítását mutatja be. Látható, hogy mindkét anyagminőség esetében a pontok a nem konzervatív tendenciát támasztják alá.

Az ötvöző- és szennyező elemek egy része közvetlen hatással van az elridegedésre. Ezek hatása elsősorban szilárd állapotban történő korlátozott oldhatóságukkal és a túltelített szilárd oldatból történő kiválásuk formájával függ össze. Ilyen elemek egyebek között a réz, a foszfor, a nikkel és a mangán. A nikkel hatása a VVER-1000 reaktortartály acélok esetében - bizonyos Ni-tartalom felett – igen jelentős (Kryukov et al 1997).<sup>13</sup> Más elemek (pl. szilícium) önmagukban nem vesznek részt a sugárkárosodás folyamatában, csak az előzőekben felsorolt elemek valamelyikének jelenlétében és ilyenkor annak hatását fokozzák. A szinergia egyéb hatásai is érvényesülnek: pl. a nikkel és a réz esetében 0,7% Ni-tartalom felett, de olyan elemek, mint a mangán és a szilícium is fokozhatják a nikkel ridegítő hatását (Buswell et al 1995). Elsősorban orosz reaktortartály acélokon végzett kísérletek eredményei alapján, a foszfor szemcsén belüli fázishatár menti szegregációja tehető felelőssé az elridegedésért és csak elenyésző részben a szemcsehatár mentén történő foszforkiválás (Gurovich et al 1997, 2000).

A meghatározó folyamatok a besugárzás körülményeitől, azaz a neutronter jellemzőitől ( $\Phi$  neutron fluxus,  $F$  fluencia és  $E$  energia spektrum), valamint a  $T_s$  besugárzási hőmérséklettől függenek. A fluencia hatása a meghatározó, miután fizikailag ez váltja ki a károsodást, a többi tényező a paraméterének tekinthető, mert összefüggésben vannak a fluenciával. Ezek közül bizonyított, hogy a magasabb energia nagyobb károsodást idéz elő és a magasabb besugárzási hőmérséklet – elősegítve az ön-megújulást – csökkenti a sugárkárosodást. A fluxus hatása nem

<sup>13</sup> Ez annál is inkább fontos, mert a VVER-1000 típusú reaktor felügyeleti programja olyan tervezési hiányosságokkal rendelkezik, amelyek megkérdőjelezzik az eredmények reprezentativitását.

ilyen egyértelmű, hanem függ a besugárzott anyag kémiai összetételétől, a besugárzás hőmérsékletétől és a fluencia tartománytól. A mátrix felkeményedésében szerepet játszó instabil ponthibák a besugárzás hőmérsékletén rekombinációra képesek. Nagy fluxus esetén egy nagyobb instabil ponthiba sokaság egyrészt akadályozza a rézben feldúsult precipitátumok keményítő hatását, másrészt viszont maga is elősegíti a keményedést. Ezért ennek a két egymással ellentétes folyamatnak az egyensúlya határozza meg, hogy a fluxus növeli, vagy csökkenti a keményedést (Odette and Lucas 1998, Ballesteros 2000).

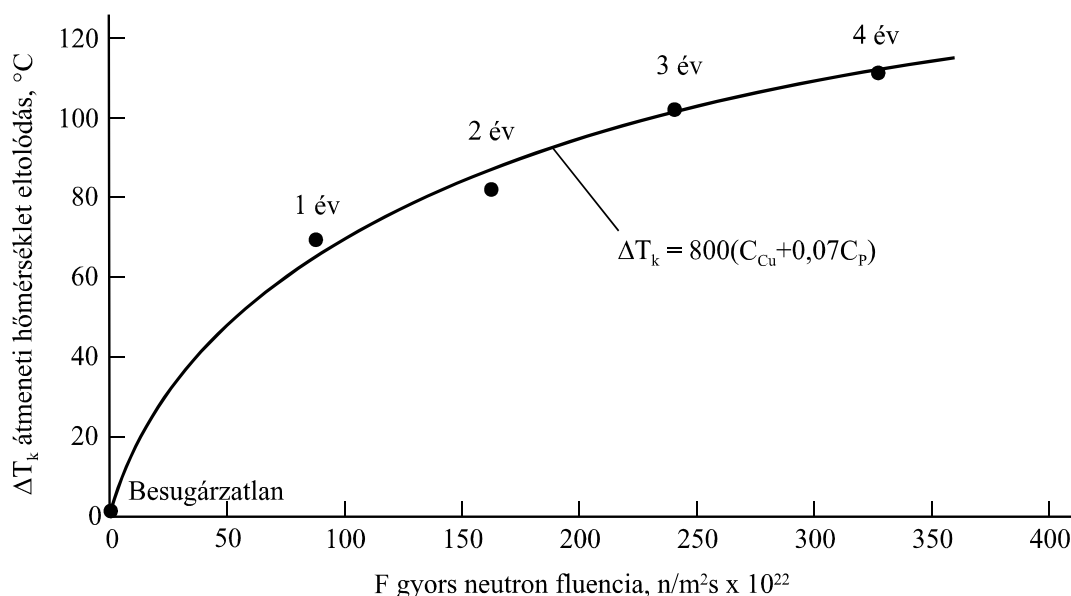


**19. ábra.** Mért és számított átmeneti hőmérséklet eltolódás értékek VVER-440 reaktortartály varratfém (a) és alapanyag (b) esetében (● felügyeleti próbatest, ○ besugárzási kísérlet) (Nikolaev et al 2002)

Több trendgörbe képlet van forgalomban (Petrequin 1996). Bármelyik képlet alapján rajzoljuk azonban fel az átmeneti hőmérséklet megváltozásának görbét a fluencia függvényében, a



görbék közös jellemzője az, hogy a neutronok hatékonysága a fluencia növekedésével arányosan csökken, azaz egy telítődési folyamat figyelhető meg. A telítődés azzal magyarázható, hogy a besugárzási folyamat haladásával párhuzamosan az elmozdulás kaszkádok – miután sűrűségük egyre növekszik – közösen válaszolnak a neutronok bombázó hatására és így mérséklük a kialakuló károsodást. A telítődési jelenségnek igen nagy a jelentősége az élettartam gazdálkodásban, mivel irányt mutat arra nézve, hogy az üzemidő hosszabbítása szempontjából mikor hatékonyak a reaktortartály sugárkárosodását mérséklő intézkedések. A **20. ábra** a VVER-440 reaktortartály hegesztési varrat görbét mutatja a Paksi Atomerőmű 1. blokk reaktortartályra alkalmazva. Az ábrán pontok formájában feltüntettük a felügyeleti próbatest eredményeket is.



**20. ábra.** Átmeneti hőmérséklet változása a gyorsneutron fluencia függvényében

A trendgörbék alapjául szolgáló összefüggések többnyire empirikus jellegűek és nélkülözik a folyamat fizikai tartalmának ismeretét. Miután megalkotásuk az első generációs reaktorok anyagaihoz köthető, ezért valószínűsíthető, hogy ezeknek a leírására jobban alkalmazhatók, mint a később gyártott, alacsonyabb szennyező tartalmú tartályacélok elridegedésének leírására. Ez egyúttal arra is utalhat, hogy a sugárkárosodás mechanizmusa nem azonos a kis ill. a nagy szennyező tartalom esetében. Az is megfigyelhető, hogy a nagyobb szennyező tartalmú acélok esetén a (2) összefüggés  $n$  kitevője 0,3 körüli, míg a „tisztább” acélok esetében a folyamat jobban leírható egy 0,5 értékhez közeli kitevővel (Petrequin 1996).

A modellek továbbfejlesztése két irányban folyik. Egyrészt az idővel egyre növekvő terjedelmű adatbázisok statisztikai feldolgozása a korábbiaknál pontosabb közelítést tesz lehetővé, és az adatok egyre nagyobb hányadát teszik ki a tényleges felügyeleti próbatestek eredményei (Nikolaev et al. 2002). Másrészt megjelennek a mikroszerkezetben lejátszódó alapvető változásokat egyenként figyelembe vevő előrejelzési modellek (Debarberis et al 2005). Ez

utóbbiak a szívósság veszteséhez és a kritikus átmeneti hőmérséklet növekedéséhez hozzájáruló három folyamatnak, azaz a mátrix diszlokáció sűrűség növekedés okozta közvetlen keményedésének, az elsősorban a réz által előidézett precipitációs keményedésnek, valamint a foszfor szegregációnak a hatását a javasolt trendgörbe összefüggés egy-egy additív tagjaként veszik figyelembe.

A sugárkárosodás *roncsolásmentes* eszközökkel történő közvetlen mérésére is folynak kísérletek. Ezek a kísérletek, amelyekhez elsősorban a felügyeleti próbatesteket használják fel, felölelik mindazokat a módszereket, amelyek elméletileg alkalmasak lehetnek a sugárzás hatására kifejlődő mikroszerkezeti változások érzékelésére és a károsodás halmozódásának követésére. Eredményekről számolnak be az ultrahang hullámok terjedési sebességét, valamint az anyag csillapítási tényezőjét (Ishii et al 2002), a mágneses *Barkhausen* zaj tulajdonságait, a mágneses permeabilitást, koercitív erőt vagy a termoelektromos erőt (Frankfurt and Kupperman 2001, Dobmann 2003) mérő módszerek alkalmazása területén. A kísérleti roncsolásmentes módszerek közé szokták sorolni a mikrokeményesség mérést is.

Elmondható azonban, hogy ezek az eljárások ma még csak laboratóriumi körülmények között szolgáltatnak eredményeket (Davies et al 2003). Miután a reaktortartályok döntő többségének a belső felületén 6-10 mm vastagságú korrózióvédő plattírozás található, ezért a módszerek széles skálájából azokat célszerű kiválasztani, amelyek képesek a plattírozás alatti anyag vizsgálatára. Egy amerikai kutatási program az ultrahangos és bizonyos mágneses módszereket sorolt az ígéretes módszerek közé. Meg kell jegyezni, hogy az alkalmazott roncsolásmentes technikák nem tartoznak a hagyományos technikák közé (Alers and McHenry 1997).

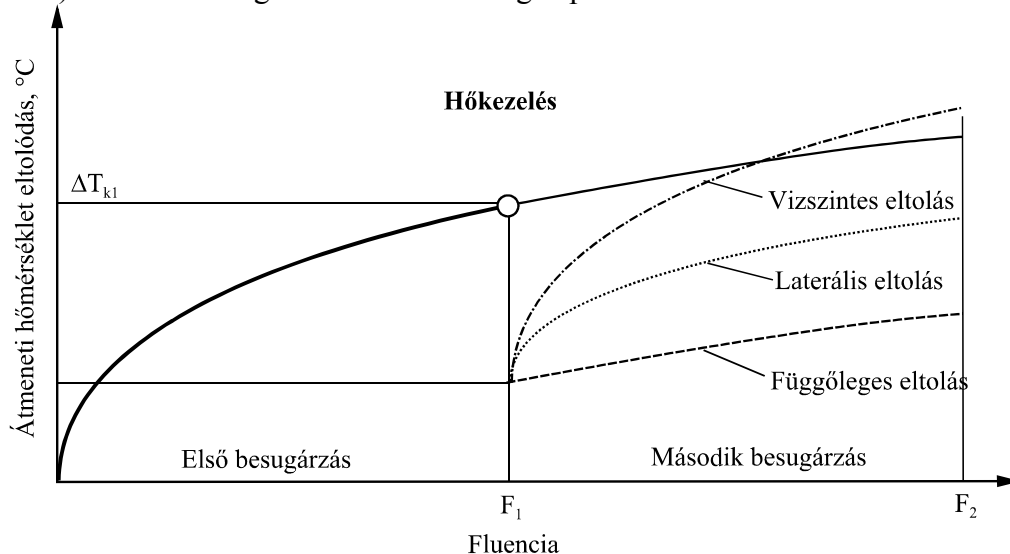
#### 5.4. Regeneráló hőkezelés és újra-elridegedés

A VVER-440/V-230<sup>14</sup> típusú reaktortartályok esetében bebizonyosodott, hogy a besugárzási hőmérsékletet 150-200 °C-kal meghaladó hőmérsékleten, 72-150 óra idejű hőtartással végrehajtott hőkezeléssel a  $T_{k0}$  kiinduló átmeneti hőmérséklet 80-100 %-ban visszanyerhető (Amayev et al 1993). Ezzel nem egyenértékű a  $K_{lc}$  statikus törési szívósság kiinduló értékének a visszanyerése. A hőkezelési technológia paramétereit kísérleti úton határozták meg, ennek elméleti igazolása a lejátszódó mikroszerkezeti mechanizmusok teljes megismerését követően még előttünk áll.

A hőkezelés után ismételten besugárzott anyagok újra-elridegedésére jelenleg, pusztán elméleti megfontolások alapján, több modellt javasoltak. A modellek mindegyike levezethető az első besugárzás ismert elridegedési folyamatából. Amennyiben az elridegedés görbáját, lásd például a **20. ábrát**, a hőkezelést követően, a hőkezelés eredményeként lecsökkent átmeneti hőmérséklet értékről az első elridegedési folyamattal megegyezően indítjuk újra, akkor az ún. konzervatív modellt kapjuk (vízszintes eltolás). Ha a görbét az új átmeneti hőmérséklet értéktől úgy folytatjuk, hogy az eredeti görbének a hőkezelést követő szakaszát önmagával párhuzamosan függőleges irányban lefelé toljuk, akkor egy szélsőségesen nem-konzervatív megközelítést alkalmazunk (függőleges eltolás). Egy közbenső modellhez úgy jutunk, ha

<sup>14</sup> V-230 = a VVER-440 típusú (440 MW névleges villamos teljesítményű) reaktor ún. első generációja.

feltételezzük, hogy az újra-elridegés kinetikáját egy olyan görbe írja le, amelyik az eredeti elridegési görbe azon átmeneti hőmérséklet értékétől indul – annak vízszintes irányú eltolásával –, amelyik megegyezik a hőkezelés utáni értékkel. Ezt az utóbbi modellt, amelyet *laterális* eltolásnak neveznek, tartják ma legalkalmasabbnak a folyamat jellemzésére, **21. ábra** (IAEA 1999). A modell mögött nincs fizikai megalapozás.



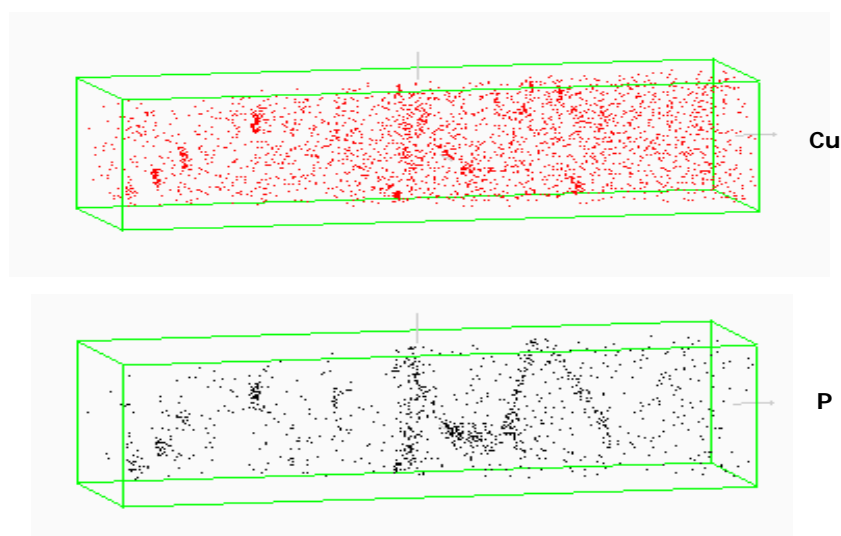
**21. ábra.** A hőkezelés utáni újra-elridegés modelljei

A hőkezelési folyamatot követő ismételt besugárzás eredményezte újra-elridegési folyamat kinetikájának a megismerése jelenti ma a legnagyobb feladatot. Ennek oka, hogy a mértékadó mikroszerkezeti folyamatok mérettartománya olyan kicsi, hogy az utolsó években a finomszerkezet vizsgálat területén bekövetkezett eszközfejlődés ill. felbontó képesség növekedés nélkül a folyamatok nem váltak megfigyelhetővé (lásd a 4.1. fejezetben leírtakat). A **22. ábra** példaként két atompróba tomográf felvételt mutat VVER-440 reaktortartály hegesztési varrat réz- és foszforeloszlásáról besugárzott állapotban. Az egyes pontok a P- ill. a Cu-atomok helyzetét ábrázolják és segítségével követhetők mindazok a diffúziós folyamatok, amelyek a hőkezelés és az újra-elridegés során lejátszódnak (Kryukov 2003).

### 5.5. A reaktortartály acélok sugárkárosodásának nyitott kérdései

A reaktor szerkezeti anyagok sugárkárosodása mechanizmusának megértése, a belső és külső tényezők hatásának pontos ismerete, a mechanikai tulajdonságok megváltozásának és végeredményben a reaktortartály átmeneti üzemállapotban történő viselkedésének előrejelzése intenzív kutatások tárgya volt és az ma is. Ha áttanulmányozzuk az 1950-es évek óta megjelent idevonatkozó átfogó jellegű publikációkat - ezek közül érdemes megemlíteni a Nemzetközi Atomenergia Ügynökség által szervezett szakértői értekezletek kiadványait (ASTM 1983, 1986, 1989, 1993, IAEA 1998) -, akkor jól látszik a fejlődés a kezdeti, elsősorban empirikus korrelációkon alapuló módszerekből kiindulva, a kiterjedtebb adatbázisok segítségével

kidolgozott általánosabb érvényű eljárásokon át a fizikai alapokon nyugvókig. Ennek ellenére nem mondhatjuk el, hogy a kérdéskört elegendő mélységben ismerjük. A legfontosabb nyitott kérdések a következők:



**22. ábra.** VVER-440 reaktortartály varratfém besugárzás után, atompróba tomográf felvétel  
(Kryukov 2003)

- az egyes ötvöző- és szennyező elemek szerepe a károsodás fizikai folyamataiban, különös tekintettel a szinergia jelenségére,
- a károsodási folyamatok egymástól független modellezése, majd a károsodások lineáris összegezhetsőségének igazolása,
- a gyors neutron fluxus hatása és a kémiai összetétellel való összefüggése,
- a károsodás csökkentése ill. megszüntetése céljából alkalmazott hőkezelés és az azt követő besugárzás hatására bekövetkező újra-elridegedés során lejátszódó folyamatok fizikai tartalma,
- a reaktortartályon ténylegesen is alkalmazható roncsolásmentes módszerek alkalmazhatósága a károsodás állapotának mérésére.

## 6. A ridegtöréssel szembeni ellenállás tervezése és ellenőrzése

A reaktortartály ridegtöréssel szembeni ellenállása tervezésének és ellenőrzésének a módszerei jelentős fejlődésen mentek át az elmúlt évtizedek során és ennek a fejlődésnek a valószínűleg legforradalmibb szakasza még nem zárult le.

### 6.1. A „hőmérséklet” koncepció

Az első VVER-440 reaktortartályok ridegtöréssel szembeni ellenállásának tervezéséhez az ún. „hőmérséklet” koncepciót használták (Norms 1973). A koncepció legfontosabb eleme a  $T_k$  kritikus ridegtörési hőmérséklet és egy egyszerű Törés Elemzési Diagram volt.  $T_k$  értékét úgy határozták meg, hogy a *Charpy* ütővizsgálattal megmért  $T_{k0}$  kiinduló kritikus ridegtörési hőmérséklethez hozzáadták a neutronsugárzás, a termikus öregedés és a fáradás okozta növekményeket. A reaktort akkor tekintették biztonságosnak, ha a következő egyenlőtlenség teljesült:

$$T_u > T_k + \Delta T \quad (4)$$

ahol  $T_u$  az üzemi hőmérséklet és  $\Delta T$  a Törés Elemzési Diagramban megadott biztonsági hőmérséklet tartomány, amelynek értéke 30 °C. A „hőmérséklet” koncepció nem tartalmazott törésmechanikai elemeket.

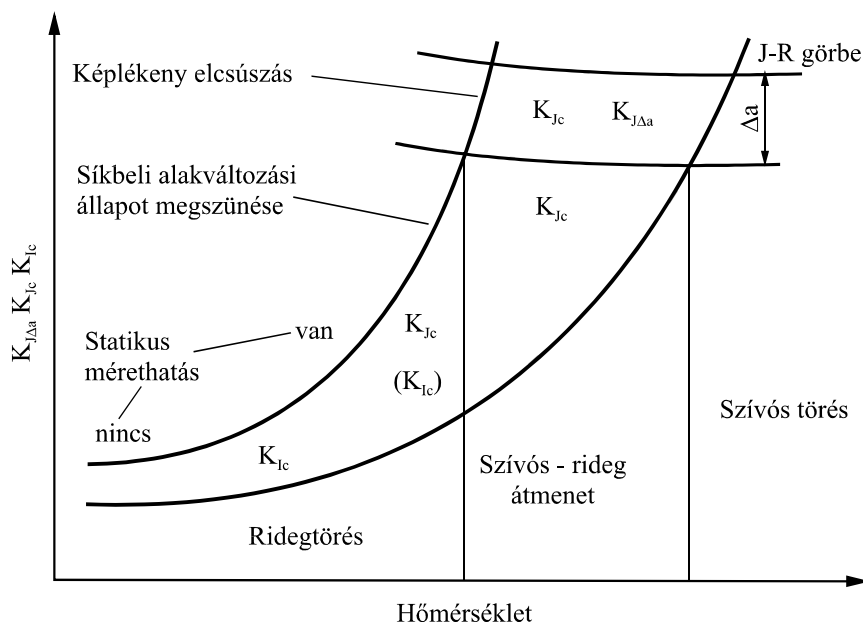
### 6.2. Törésmechanikai koncepció

#### 6.2.1. Bevezetés a törésmechanikai koncepcióhoz

A törésmechanika alapjait megfogalmazó **lineárisan rugalmas törésmechanika** azt a kérdést vizsgálja, hogy legfeljebb mekkora feszültséggel terhelhető egy repedést tartalmazó berendezés, hogy a benne lévő repedés ne induljon instabil terjedésnek. *Griffith* fogalmazta meg elsőként az anyagban tárolt rugalmas energia és a terjedő repedés felületi energiája összefüggését (Griffith 1920). Az összefüggésben később *Orowan* javaslatára figyelembe vették a feszültségnek a képlékeny alakváltozásra fordított munkáját is (Orowan 1955). A törésmechanikai módszerek közösek abban, hogy a repedést terjesztő erőt hasonlítják össze az anyag repedésterjedéssel szembeni ellenállásával. A repedést terjesztő erő lehet – energia koncepció alkalmazása esetén – a rugalmas energia felszabadulásának mértéke ( $G_I$ ) vagy, figyelembe véve a repedéscsúcs környezetében kialakuló képlékeny zóna jelenlétét is, a  $J$ -integrál. Feszültség (alakváltozás) koncepció alkalmazásakor a repedést terjesztő erő a repedéscsúcs környezetének feszültségviszonyait leíró feszültségintenzitási tényező ( $K_I$ ) vagy, úgyszintén figyelembe véve az itt kialakuló helyi képlékeny folyást, a repedéscsúcs kinyílás (*Crack Tip Opening Displacement*,  $CTOD$ ). A repedésterjedéssel szembeni ellenállás az említett paraméterek kritikus értéke, mint anyagtulajdonság ( $G_{Ic}$ ,  $J_{Ic}$ ,  $K_{Ic}$  és  $\delta_c$ ). Az  $I$  index a repedés terhelésének legveszélyesebb (nyitó) módjára utal. A lineárisan rugalmas törésmechanika a

feszültségintenzitási tényezőt és a rugalmas energia felszabadulás mértékét alkalmazza, a rugalmas-képlékeny törésmechanika a repedéscsúcs kinyílást és a  $J$ -integrált.

A reaktortartályok gyártásához alkalmazott (*tkk* rácsú) szerkezeti acélok törését a hőmérséklet és a próbatest vastagság határozza meg. Alacsony hőmérsékleten a ridegtörés a jellemző rájuk, a repedés hasadással terjed. A hőmérséklet növekedésével és a próbatest vastagságának a csökkenésével csökken a hasadás valószínűsége és növekszik a hasadást megelőző képlékeny repedésterjedés aránya, míg végül az anyag teljesen szívósan viselkedik. Létezik egy átmeneti hőmérséklet tartomány, amelyben a két törési mechanizmus együttesen van jelen. A **23. ábra** mutatja a törési szívósság értékének a hőmérsékletfüggését: az ábrán feltüntetett két görbe a szórási tartomány szélső értékeit jelképezi. Az átmeneti tartományban a törési szívósság értékek szórása viszonylag nagy, nem beszélhetünk a törési szívósság egy kitüntetett értékéről, hanem csak az eloszlásáról.



**23. ábra.** Reaktortartály acélok szívós-rideg átmenete

A reaktortartály töréssel szembeni ellenállását alapvetően kétféle megközelítésben lehet vizsgálni: Az ún. *globális* megközelítés kontínuummechanikai modelleken nyugszik és a lineárisan rugalmas vagy a rugalmas-képlékeny törésmechanika összefüggéseit alkalmazza. A kezdetektől mind a mai napig használatos módszerek közös jellemzője az, hogy nem a törési szívósság közvetlen meghatározásán, hanem a *Charpy* ütvehajlító vizsgálattal meghatározott *DBTT* szívós-rideg átmeneti (vagy  $T_k$  kritikus ridegtörési) hőmérsékleten alapulnak. A *lokális* megközelítésű modellekhez úgy jutunk el, hogy mikromechanikai modelleket alkalmazunk a repedés él környezete törési szívósságának vizsgálatára, azaz lokálisan értelmezzük a *Griffith* instabilitási kritériumot.

### 6.2.2. Globális megközelítés

A globális (hagyományos) megközelítés szerint a reaktortartály akkor biztonságos, ha az alábbi egyenlőtlenség teljesül valamennyi normál üzemi, attól eltérő és üzemzavari állapotra a reaktor teljes üzemideje alatt:

$$n_K K_I(a_{felt}, \sigma) < K_{Ic}(T), \quad (5)$$

ahol  $n_K$  a biztonsági tényezőt,  $K_I$  a feszültségintenzitási tényezőt,  $a_{felt}$  a feltételezett repedés méretét,  $\sigma$  a feszültséget és  $K_{Ic}(T)$  a törési szívósság hőmérséklet függését jelöli.

A reaktortartályok gyártásához alkalmazott szerkezeti acélok törési szívóssága a terhelés módjától is függ. Dinamikus terhelést alkalmazva  $K_{Id}$  dinamikus törési szívósságról ill. amennyiben a terjedő repedés a terhelési körülmények hatására megáll, úgy  $K_{Ia}$  repedésmegállító (*crack arrest*) törési szívósságról beszélhetünk. Amennyiben megengedjük a repedés instabil terjedését, feltételül szabva annak megállását, az (5) egyenlőtlenségben  $K_{Ic}$ -t a  $K_{Ia}$  repedésmegállító törési szívóssággal lehet helyettesíteni. Az ASME tervezési kód (III. kötet) által javasolt  $K_{IR}$  referencia törési szívósság hőmérséklet függését bemutató görbe – *referenciagörbe* – ezért a  $K_{Ic}$ ,  $K_{Ia}$  és  $K_{Id}$  görbék alsó burkológörbéje. A kód bevezet továbbá egy  $RT_{NDT}$  referencia hőmérsékletet (*Reference Temperature for Nil-Ductility Transition*) is, hogy  $K_{IR}$  értékeit hozzá lehessen rendelni a hőmérséklethez.  $RT_{NDT}$  a Pellini ejtőkalapácsos vizsgálattal meghatározott szívós-rideg átmeneti hőmérsékletnek ill. a Charpy ütővizsgálat segítségével meghatározott  $T_k$ <sup>15</sup> átmeneti hőmérséklet 33 °C-kal csökkentett értékének a minimuma. Az ASME ellenőrzési kód (XI. kötet) – amelynek előírásait az üzem közben talált hibák elemzéséhez kell figyelembe venni – külön adja meg a  $K_{Ic}$  és a  $K_{Ia}$  referenciagörbét és a  $K_{Ia}$  görbe azonos a III. kötet  $K_{IR}$  görbéjével. A referenciagörbék nagyszámú, különböző méretű, besugározatlan törésmechanikai próbatest vizsgálati eredményére szemmel illesztették, mint a pontok alsó burkológörbéjét. Az ASME referenciagörbék egységesen érvényesek valamennyi használatos alapanyagra és hegesztési varratra.

A VVER reaktortartályok szilárdsági számítási szabályzatának 2001 végéig hatályos változata (PNAE 1990) elvben igen hasonló volt az amerikai eljáráshoz, a különbséget csak az alkalmazott szerkezeti anyagok különbözősége ill. néhány tervezésbeli eltérés jelentette. Meg kell jegyezni, hogy üzemeltetés közbeni ellenőrzésre vonatkozó külön előírás hiányában a szovjet, majd később az orosz nukleáris hatóság a tervezési szabályzatot javasolta alkalmazni az időszakos ellenőrzések során talált folytonossági hiányok elemzéséhez is.

A (PNAE 1990) előírás külön-külön referenciagörbét adott meg a VVER-440, valamint a VVER-1000 reaktortartályok alapanyagaihoz, egy külön görbét a reaktorok hegesztési varrataihoz, valamint egy negyedik görbét általában szénacélokra. A referenciagörbék

---

<sup>15</sup> A  $T_k$  átmeneti hőmérsékletet a 68 J ütőmunkához vagy a 0,89 mm oldalirányú expanzióhoz rendelik hozzá.

besugározatlan próbatesteken mért  $K_{Ic}$  eredményeken alapultak. Az előzőekben felsorolt négy anyagtípusra külön referenciagörbe volt normál üzemeltetési (1), normál üzemtől eltérő és nyomáspróba (2), valamint üzemzavari (3) körülményekre. Az üzemzavari körülményeknek megfelelő görbét választották kiinduló referenciagörbének, ami a vizsgálati eredményekre szemmel illesztett alsó burkológörbe volt. A másik két görbét úgy kapták meg, hogy az üzemzavari görbének az ordináta értékeit elosztották az  $n_K$  feszültségintenzitás biztonsági tényező értékével ill. eltolták az abszcissza mentén az  $n_T$  hőmérséklet biztonsági tényező értékkel. A biztonsági tényezők értékei a következők:

1. normál üzemeltetési körülményekre  $n_K = 2$ ,  $n_T = 30$  °C;
2. normál üzemtől eltérő körülményekre és nyomáspróbára  $n_K = 1,5$ ,  $n_T = 30$  °C;
3. üzemzavari körülményekre  $n_K = 1$ ,  $n_T = 0$ .

Az orosz referenciagörbe módszer a  $T_k$  kritikus ridegtörési hőmérsékletet vezette be a reaktortartály acél sugárkárosodásának értékeléséhez, amit *Charpy* ütővizsgálat segítségével határoznak meg.

A **24. ábrán** feltüntettük az *ASME* szerinti  $K_{Ic}$  és  $K_{IR}$  referenciagörbéket, valamint a VVER-440 reaktortartály hegesztési varratára érvényes  $[K_{Ic}]_{1,2,3}$  görbéket. Az 1, 2, 3 index az említett három állapotra utal. Az ábrázolásba némi bizonytalanságot visz az eltérő módon meghatározott referencia ill. átmeneti hőmérsékletek közötti eltérés. Kísérletek igazolják, hogy e két hőmérséklet közötti különbség megközelítőleg a következő (Davies 1999):

$$\Delta T = RT_{NDT} - T_k = \pm 10 \text{ °C.} \quad (6)$$

A törésmechanikai elemzéshez termohidraulikai számítások szolgáltatják a következő, időfüggő és egymástól sem független, paramétereket: a primerkör nyomása, a reaktortartály gyűrűkamrájában lévő hűtőközeg hőmérséklete és a hőmérsékletváltozás sebessége, nem szimmetrikus hűtési viszonyok esetén (hideg nyelv kialakulása) a keveredési viszonyok és a hűtőközeg és a fal közötti hőátadási tényező. E számításokhoz egyre nagyobb teljesítményű, háromdimenziós termohidraulikai kódokat fejlesztettek ki.<sup>16</sup> A falban uralkodó hőmérséklet- és feszültségviszonyokat az analitikai módszerektől kiindulva a két- ill. háromdimenziós, a tartályfalban elhelyezkedő (feltételezett vagy tényleges) repedés éle menti feszültségintenzitás körülményeinek leírására is alkalmas, végeselemes szilárdsági számítási kódokig különböző módon számolják. A legfejlettebb kódok alkalmasak arra, hogy a szerkezeti anyagok hőfizikai jellemzőinek hőmérsékletfüggését ill. az anyag rugalmas-képlékeny viselkedését figyelembe vegyék.<sup>17</sup>

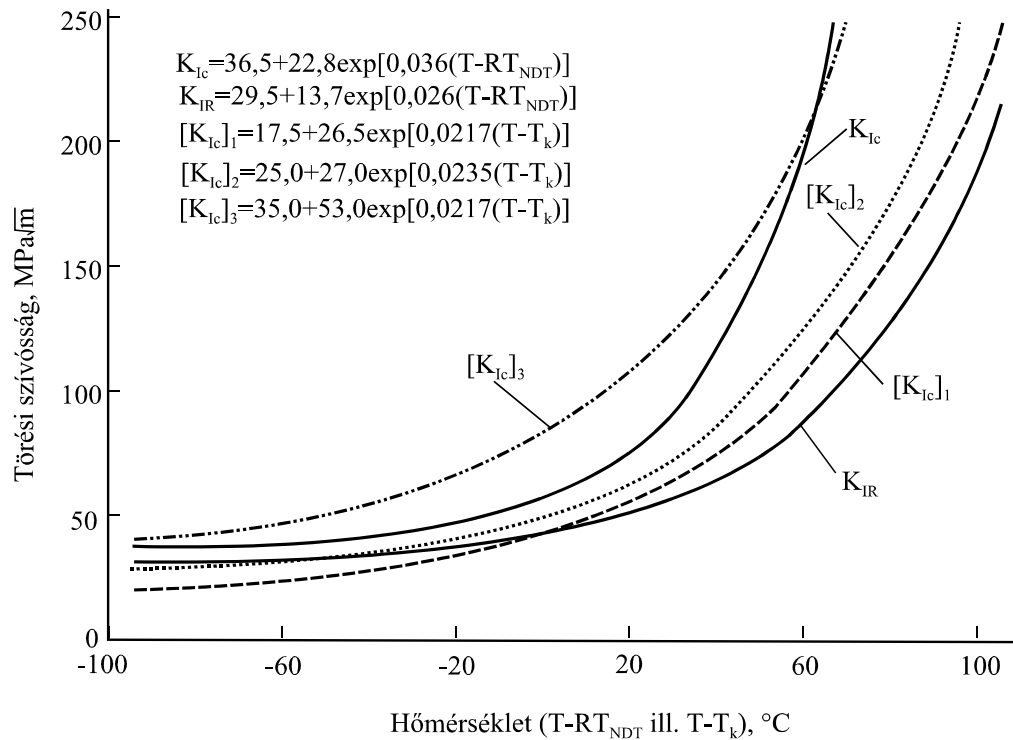
A tervezés során a feszültségintenzitási tényező számításához *feltételezett* repedés – mind az *ASME* mind az orosz kód (és a 90-es évek közepéig hatályos egyéb nemzeti előírások)

<sup>16</sup> Pl. RETRAN-3D, TRAC-M, RELAP5, ill. a keveredés figyelembe vételére szolgáló folyadékdinamikai kódok, mint pl. PHOENICS, REMIX, NEWMIX.

<sup>17</sup> Pl. FAVOR, ABAQUS, ADINA, NISA, COSMOS/M, VISA-II.



értelmében - egy éles, felületi repedés, amely merőleges a legnagyobb húzófeszültség irányára, alakja fél-elliptikus, hossza hatszorosa (ASME 1995a) ill. háromszorosa (PNAE 1990) a mélységének (az ellipszis kistengelye felének) és mélysége megegyezik a falvastagság 25 %-ával. Az elemzés során a fáradás okozta repedésnövekedést nem veszik figyelembe.



**24. ábra.** Amerikai és orosz referenciagörbék összehasonlítása

Az előírások és útmutatók utóbbi időben végrehajtott átdolgozásai során, elsősorban a roncsolásmentes vizsgálatok megbízhatóságának növekedése és a teljesítőképességük igazolása terén elért eredmények hatására, a falvastagság 25 %-ánál kisebb méretű repedések feltételezése is megengedett, pl. (RDEO 2000, ASME 2001, VERLIFE 2003). A feltételezett repedés falvastagság irányú mérete ezekben az esetekben a reaktortartály falvastagságának 7-10 %-a körül van, ami a minősített roncsolásmentes vizsgálati rendszer által nagy megbízhatósággal kimutatható hiba (általában  $n_a = 2$  biztonsági tényezővel megnövelt) méretének felel meg. Ezekben az esetekben a reaktor üzembe helyezése és az elemzés, illetve két időszakos roncsolásmentes vizsgálat közötti időben történt fáradásos repedésnövekedést is figyelembe veszik.

A VVER-440 típusú reaktortartály PTS elemzéséhez szükséges hőmérséklet, hőfeszültség és feszültségintenzitási tényező kiszámításakor figyelembe veszik a plattírozás jelenlétét, miután anyagának mechanikai és hőfizikai tulajdonságai eltérnek az alapanyagéitól és vastagsága ( $9^{+3}$  mm) viszonylag nagy a nyugati reaktortartályok plattírozásának vastagságához képest. A plattírozás hatásának figyelembe vételét nehezíti, hogy az ausztenites acélok törési szívósságára

$F > 10^{23}$  n/m<sup>2</sup> fluencia tartományra nem állnak rendelkezésre statisztikailag megbízható értékek és azt sem tudjuk pontosan, hogy a plattírozás anyaga milyen feltételek között válik rideggé és milyen módon (képlékeny elcsúszással vagy vegyes rideg-képlékeny mechanizmussal) történik az instabil repedésterjedés. Amennyiben a plattírozás anyaga tényleges hővezető képességét és hőtágulási tényezőjét használjuk fel az elemzéshez, ez észrevehetően megnöveli  $K_I$  értékét, de ha figyelembe vesszük a plattírozás anyagának képlékeny folyását a terhelés hatására, akkor  $K_I$  és ezzel együtt a tartály ridegtörésének a valószínűsége is csökken (Jang et al. 2003). Ezek a tulajdonságok az ausztenites acélban található  $\delta$ -ferrit tartalom függvényében is változnak.

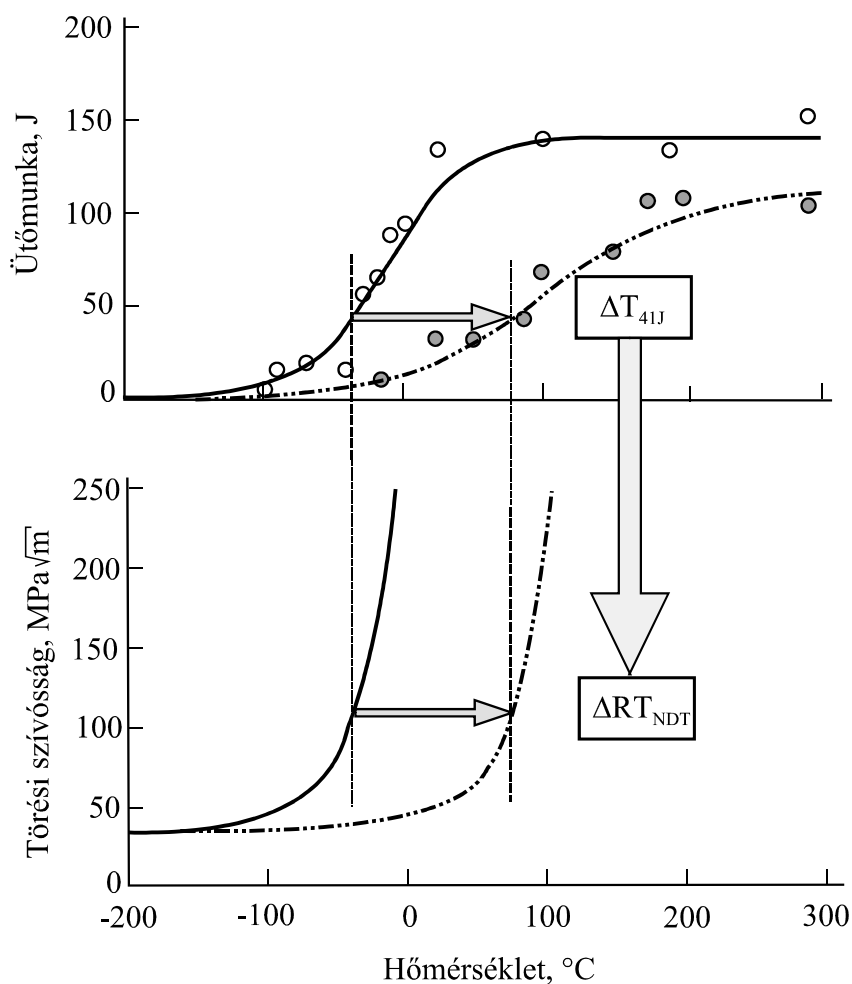
### 6.2.3. A globális módszer átértékelése

A sugárkárosodás figyelembe vétele a szerkezeti integritás elemzése során azon a hipotézisen alapszik, hogy a törési szívósság referenciagörbék besugárzás hatására történő eltolódása a magasabb hőmérsékletek irányába ( $\Delta RT_{NDT}$ ) megegyezik a szívós-rideg átmeneti hőmérséklet besugárzás hatására történő megváltozásával ( $\Delta T_k$ ). Ez utóbbit besugárzatlan és besugárzott állapotú, különböző hőmérsékleteken elütött *Charpy* ütőpróbatestek mérési eredményeire illesztett görbéken, előre meghatározott ütőmunkához (pl. 41 J vagy 68 J), oldalirányú expanzióhoz (pl. 0,9 mm) vagy – az orosz tervezésű reaktorok esetében – az elütött próbatest töretén mérhető szívós jellegű töretfelület hányadhoz (pl. 50 %) rendelik hozzá, **25. ábra**.

A hipotézis elterjedéséhez erősen hozzájárult az, hogy a reaktortartály felügyeleti programok esetében a szükséges méretű törésmechanikai próbatestek besugárzása akadályokba ütközik. A hipotézis alkalmazása azt jelenti, hogy a sugárkárosodás ellenőrzéséhez használatos referenciagörbék nem „valódi” törési szívósság értékeken nyugszanak, hanem a törési szívósság változását a *Charpy* ütőmunka változásával összefüggésbe hozható értékeken. A hipotézisnek van egy kevésbé emlegetett részlete is: annak a feltételezése, hogy a  $K_{Ic}$  referenciagörbe nem változtatja meg az alakját (dőlését) a sugárkárosodás következtében.

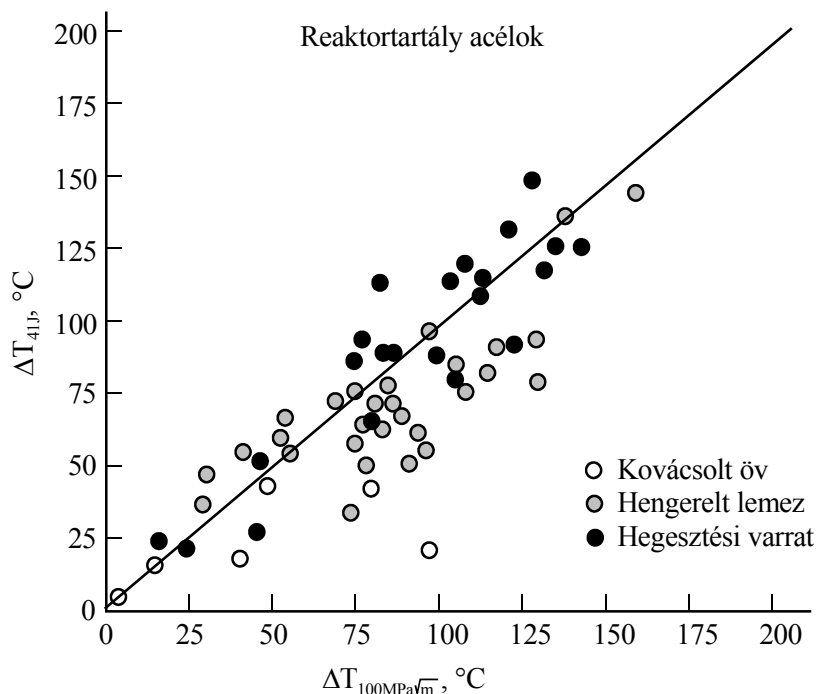
A referencia görbék felvétele során (a 70-es években) – követve a vonatkozó vizsgálati szabvány előírásait – a síkbeli alakváltozási állapothoz tartozó törési szívósságot kellett meghatározni, ami elméletileg biztosította, hogy a mért törési szívósság értékek érzéketlenek voltak az alkalmazott próbatestek méretére. A reaktortartály acélok esetében – ellentétben a vizsgálati szabvány kidolgozásához használt nagyszilárdságú acélokkal ill. más ötvözetekkel – az érvényes próbatest méret a törési szívósság függvénye. Ezért a kis szívóssághoz tartozó hőmérsékleteken kisméretű próbatesteket, a nagyobb hőmérséklet tartományban nagyobb méretű próbatesteket használtak. Ez akkor nem okozott volna problémát, ha az érvényes törési szívósság értékek függetlenek lettek volna a mérettől a rideg viselkedés esetén is. Kísérleti eredmények és elméleti megfontolások azonban igazolják a próbatest méretének a hatását a repedés megindulásához rendelhető törési szívósságra, azaz a nagy próbatest alacsonyabb értékeket adott, mint a kisebb. Ennek a magyarázata egy statisztikai mintavételi hatás a nagyobb repedéshossz következtében (Wallin 1994). A hagyományos referencia görbék felvétele során nem vették figyelembe ezt a statisztikus méret hatást, aminek az eredményként

a referencia görbék feltehetőleg nem pontosan adják vissza a törési szívósság hőmérsékletfüggését.



**25. ábra.** A sugárkárosodás figyelembe vételének hipotézise

Az átmeneti hőmérséklet neutron sugárzás hatására bekövetkező megnövekedését a *Charpy* ütővizsgálatok eredményei alapján számolják ki. Ez a statikus törési szívósság meghatározásától lényegesen különbözik: egyrészt dinamikus vizsgálat, másrészt a repedés megindulását és terjedését nem választja szét egymástól. Ezért az így meghatározott átmeneti hőmérsékletet az anyag dinamikus repedés megindulási tulajdonságai, és a dinamikus képlékeny elcsúszási ellenállása befolyásolja. Miután a besugárzás hatással van mind a statikus és dinamikus szívósság arányára, mind a képlékeny elcsúszási ellenállásra, ezért nem lehetünk biztosak abban, hogy a *Charpy* átmeneti hőmérséklet változása helyesen írja le a statikus törési szívósság eltolódását. A **26. ábra** a 41 J energiához tartozó *Charpy* átmeneti hőmérséklet eltolódást hasonlítja össze a 100 MPa√m törési szívósság értékhez rendelt átmeneti hőmérséklet eltolódásával (Hiser 1990). Az ábrából látható, hogy az ütővizsgálat sok esetben alábecsüli a törési szívósság eltolódását.



**26. ábra.** A 41 J-hoz tartozó *Charpy* átmeneti hőmérséklet eltolódás összehasonlítása a 100 MPa√m-hez rendelt átmeneti hőmérséklet eltolódással (Hiser 1990)

Az előzőekben vázolt ellentmondások feloldásának egyetlen módja a besugárzott reaktortartály anyag törési szívósságának közvetlen mérése volt. Az erre vonatkozó, legáltalánosabban használatos módszer az ún. mestergörbe módszer (Wallin 1984). Ennek anyagszerkezeti alapjául a „leggyengébb láncszem” statisztikus modell szolgál. Abból, hogy a hasadás keletkezését az váltja ki, hogy az anyag leggyengébb pontján a feszültség kritikus értéket ér el, az következik, hogy a ridegtörést – a feszültségeloszláson túlmenően – elsősorban a hasadást kiváltó gyenge pont és a kezdő repedések egybeesésének a valószínűsége határozza meg. Ridegtörés a feszültségeloszlás teremtette feltételeket alapul véve ott fog megindulni, ahol az anyag mikroszerkezetében a hasadás megindulásához szükséges adottságok valószínűsége a legnagyobb. Ilyen helyek lehetnek például a nemfémes zárványok, kiválások vagy – durva kristallit méretek esetén – a szemcsehatárok, ahol a mikroméreteken létrejövő képlékeny alakváltozás következtében megnövekedett diszlokációsűrűségű anyagban olyan diszlokáció reakciók játszódnak le, amelyek hasadáshoz vezetnek. *Oh et al* fraktográfiai vizsgálatai azt mutatták, hogy a hasadás minden esetben Mn-Si-Al típusú oxiszulfid zárványokból indult, továbbá a mért  $K_{Ic}$  érték fordítottan volt arányos a zárvány átmérőjének négyzetgyökével (*Oh et al* 2002).

A hasadásos törés valószínűségét ( $P_t$ ) általánosságban az alábbi egyenlet írja le, ha  $V$  térfogategységben  $\rho$  számú gyenge pont található ( $\rho$  adott anyagminőség és hőmérséklet esetén csak a  $\sigma_I$  legnagyobb főfeszültségtől függ):

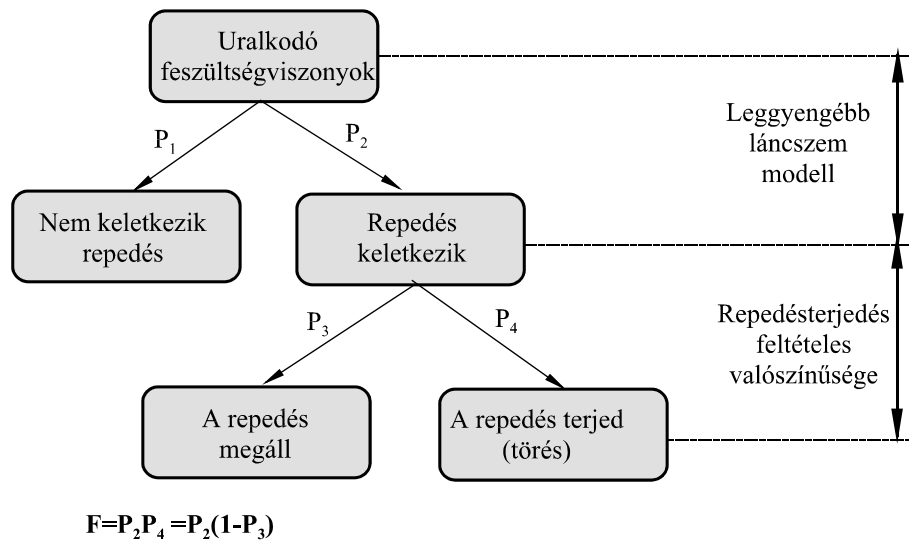
$$P_t = 1 - \exp \left[ - \int_V \rho(\sigma_I) dV \right]. \quad (7)$$

A leggyengébb láncszem elvű repedés instabilitás a törés szükséges feltétele, de a hasadásnak, ha egyszer már megtörtént, megfelelő hajtóerővel kell rendelkeznie ahhoz, hogy tovább is terjedjen. *Anderson et al* ezért bevezette a repedésterjedés feltételes valószínűsége fogalmát és hozzáadta azt a leggyengébb láncszem modellhez (*Anderson et al 1994*), **27. ábra**. Amíg a repedés keletkezését a szingularitás környezetének lokális feszültségi viszonyai határozzák meg, addig a terjedését a szomszédos szemcsék irányítottága és a globális hajtóerő diktálja.

*Wallin* azt javasolta, hogy a statikus, dinamikus és repedésmegállító törési szívósság értékeket mérjék közvetlenül kisméretű próbatesteken. Mivel azonban a kisméretű próbatestek esetében elkerülhetetlen a repedés éle közelében a képlékeny alakváltozás, aminek következtében lineárisan rugalmas törési szívósság közvetlenül nem határozható meg, kézenfekvőnek tűnt a  $K_{Ic}$  rugalmas-képlékeny megfelelőjének, azaz a  $J$ -integrál értékéből levezethető  $K_{Jc}$  paraméternek a meghatározása. Ez az alábbi:

$$K_{Jc} = \sqrt{\frac{J_c E}{(1 - \nu)}}, \quad (8)$$

ahol  $J_c$  a  $J$ -integrál kritikus értéke,  $E$  a rugalmassági modulusz és  $\nu$  a *Poisson*-tényező.



**27. ábra.** Hasadás keletkezésének és terjedésének valószínűségi fája (*Anderson et al 1994*)

A ridegtörés létrejöttének valószínűsége az alábbi módon fejezhető ki egy háromparaméteres *Weibull* eloszlás függvény segítségével:

$$P_t[K_{Jc} \leq K_I] = 1 - \exp\left[-\frac{B}{B_0} \left(\frac{K_{Jc} - K_{\min}}{K_0 - K_{\min}}\right)^b\right], \quad K_{Jc} > K_{\min} \text{ esetén} \quad (9)$$

ahol  $P_t[K_{Jc} \leq K_I]$  a meghibásodás (ridegtörés) halmozott valószínűsége,  $K_{\min}$  a törési szívósság elméleti alsó határa (értéke a tapasztalatok szerint  $20 \text{ MPa}\sqrt{\text{m}}$ ),  $K_0$  a hőmérséklettől és a próbatest méretétől függő normalizált törési szívósság, ami 63,2 % meghibásodási valószínűségnek felel meg,  $b$  a *Weibull* kitevő (értéke a tapasztalatok szerint 4),  $B$  a próbatest vastagsága mm-ben és  $B_0$  a vonatkoztatási vastagság (értéke 25 mm). Az egyenlet értelmében  $P_t = 0$ , amennyiben  $K_{Jc} \leq K_{\min}$ . A (9) egyenlet lényegében a (7) egyenlet részletezése, figyelembe véve a próbatest méretét (repedés él hosszát), az alkalmazott  $J$ -integrált, a  $K$  feszültségintenzitás tényező és a  $J$ -integrál közötti összefüggést ill.  $K$  küszöbértékét.

Alacsony törési szívósság értékek esetében ( $K_{Jc} \ll 50 \text{ MPa}\sqrt{\text{m}}$ ) a (9) egyenlet nem pontos. Ennek az lehet a magyarázata, hogy a törést ebben a tartományban a repedés keletkezéséhez szükséges - az előzőekben említett - kedvező hasadási feltételek helyett inkább a repedésterjedés vezérli, így nincs mérethatás sem és a törési szívósság szórása is valamennyire eltér a (9) egyenlet által leírtaktól. A szívós-rideg átmeneti tartományban, ahol a ridegtörés statisztikus természete érvényesül és egyidejűleg a képlékeny törés is jelen van, és amely tartományban a kisméretű próbatesteken végzett vizsgálatoknak az igazi jelentősége van, a (9) egyenlet érvényes.

A (9) egyenletbe történő behelyettesítések után kapjuk a ferrites szerkezeti acélokra érvényes, a  $K_{Jc}$  törési szívósság hőmérséklet függését leíró ún. „mestergörbe” egyenletét:

$$K_{Jc} = 20 + \{1 + 77 \exp[0,019(T - T_0)]\} \left(\frac{B}{25}\right)^{-1/4} \{-\ln(1 - P_t)\}^{1/4} \quad (10)$$

ahol  $T$  a vizsgálati hőmérsékletet,  $T_0$  pedig azt az átmeneti hőmérsékletet jelenti ( $^{\circ}\text{C}$ ), ahol a 25 mm próbatest vastagságnak megfelelő közepes törési szívósság értéke  $100 \text{ MPa}\sqrt{\text{m}}$ . Nagyszámú kísérleti eredmény feldolgozása azt mutatja, hogy az eredmények minden esetben a 3 % vagy az 5 % törési valószínűségnek megfelelő görbe fölött találhatók. Az amerikai adatbázisokra jobban illeszthető a 3 % görbe (Sokolov and Nanstad 2000, Wallin and Planman 2001), míg VVER reaktortartály acélokra az 5 % törési valószínűséget találták megfelelőnek (MKR-SzHR 2000). A  $T_0$  meghatározásának eljárását szabványosították (ASTM 1997).

Ígéretessége és egyszerűsége ellenére a mestergörbe módszer fizikai megalapozása további kutatást igényel. A *Weibull* eloszlás jól jellemzi a hasadásos törés statisztikus természetét

homogén szövetszerkezet esetében, de nem bizonyított az alkalmazhatósága a heterogén szövetszerkezetű (pl. martenzitből és bainitból álló) acélokra (Zhang and Knott 1999). További kutatásokat igényel annak a bizonyítása is, hogy a törési szívósság hőmérsékletfüggését leíró görbe közös valamennyi ferrites acélra és hogy a törési szívósság értékek szórása független a szövetszerkezettől, azaz a hasadást kiváltó „gyenge pontok” eloszlásától (Zhang and Knott 2004). Ugyancsak nyitott a módszer alkalmazhatóságának kérdése a  $-50\text{ °C} \leq T - T_0 \leq +50\text{ °C}$  hőmérséklet tartományon kívül (Ballesteros et al. 2004).

Az orosz reaktortartályokon és hegesztési varrataikon végzett kísérletek eredményeire illesztett, 5% törési valószínűséghez és 150 mm próbatest vastagsághoz tartozó görbét elnevezték alapgörbének és beemelték egy átmeneti hatósági előírásba (RDEO 2000), amelyik 2001 végétől a jelenlegi előírás (PNAE 1990) soron következő átdolgozásáig van hatályban. A görbe egyenlete gyakorlatilag megegyezik a mestergörbe 5% törési valószínűséget leíró görbe egyenletével:

$$K_{Ic} = 23 + 48 \exp[0,019(T - T_k)]. \quad (11)$$

Az egyenletben  $T_k$  az átmeneti hőmérséklet. Az átmeneti előírás (RDEO 2000) figyelembe veszi a kis repedések viszonyait ( $a \leq 0,15(s + s_{pl})$ ), ahol  $s$  a tartályfal,  $s_{pl}$  a plattírozás vastagsága, és a kéttengelyű feszültség hatását a törési szívósságra, továbbá a repedésfront hossza és a feszültségintenzitás inhomogenitása hatását a feszültségintenzitási tényezőre. Úgyszintén a plattírozott réteg megváltozott mechanikai tulajdonságai is jelentős szerepet játszanak az elemzésben.

#### 6.2.4. Lokális megközelítés

Elsősorban a globális megközelítés korlátai kiküszöbölésére fejlesztették ki a *lokális* módszereket. E módszerek alkalmazásának előfeltétele validált mikromechanikai modellek rendelkezésre állása és a repedés éle környezetében uralkodó feszültség- ill. alakváltozás mező pontos leírása. A javasolt lokális modellek többsége azon alapszik, hogy a törési feszültségnek a repedésfront előtt egy kritikus távolságon (vagy térfogatban) kell túllépnie a lokális szilárdságot ahhoz (kritikus feszültség), hogy egy hasadást előidéző mikroszerkezeti képződményt találjon és feltételezik, hogy ez a távolság statisztikus természetű (Ritchie et al 1973, Beremin 1983, Wallin et al 1984, Lin et al 1986, Mudry 1987).

Az ún. *Prometey* lokális modell (Margolin et al 2002) eredményeit, amely modell a karbid-mátrix határfelület szilárdságának statisztikus természetén alapszik, összehasonlították a mestergörbe előrejelzési eredményeivel és arra a következtetésre jutottak, hogy a mestergörbe a besugározatlan és a közepesen besugárzott acélokra megfelelő. Az összehasonlítás arra is rámutatott, hogy a reaktortartályok élettartamának végére jellemző fluencia esetében viszont a mestergörbe nem ad konzervatív előrejelzést. Ezzel ellentétben a *Prometey* modell becslése, ami figyelembe veszi a referenciagörbe eltolódása közbeni megdőlését is, kellően konzervatív előrejelzést biztosít. *Ortner* a kritikus feszültség, a repedés felületi energiája, a képlékeny tulajdonságok és a kiválások méretének eloszlása hatását vizsgálva arra a következtetésre jutott,

hogy a felsorolt paraméterek egymást kiegyensúlyozó hatása eredményeként a mestergörbe meredeksége alig változik. Amikor a repedésterjedés mechanizmusa transzkrisztallin jellegűről intekrisztallin jellegűre változik, akkor viszont észrevehetően csökken a görbe meredeksége. Ez azt jelenti, hogy a mestergörbe ebben az esetben nem-konzervatív eredményekhez vezet (Ortner 2002), amely megfigyelés abban az esetben, ha a repedésterjedési mechanizmus megváltozása az elridegedésnek a tervezési élettartamra jellemző értékével jár együtt, alátámasztja *Margolin et al* következtetését.

A lokális módszerek nem alternatívái a globális módszereknek, sokkal inkább azok kiegészítőivé fognak válni. Miután a statisztikus módszerek, mint pl. a mestergörbe, is a leggyengébb láncszem elven alapulnak, ezek is a lokális módszerek közé sorolhatók (Francois and Pineau 2001).

### **6.3. Nyitott kérdések a törésmechanikai elemzés terén**

Napjaink legfontosabb, további kutatást igénylő kérdései a neutron sugárzás következtében elridegedett reaktortartály integritásának elemzése területén a következők:

- a valódi törési szívósság értékek alkalmazhatóságának igazolása különös tekintettel az üzemidő végére jellemző gyorsneutron fluencia okozta elridegedett anyagokra (mestergörbe módszer),
- a repedésmegállás jelenség alkalmazásához szükséges  $K_{Ia}$  repedés megállítási törési szívósság görbe felvétele VVER reaktortartály anyagokra,
- a plattírozott réteg anyaga sugárkárosodásának megismerése a plattírozás elridegedésének az elemzés során történő figyelembe vételéhez.



## 7. Repedések megtalálása és jellemzése roncsolásmentes vizsgálatok segítségével

A törésmechanikai elemzés része egy feltételezett vagy tényleges repedés figyelembe vétele, lásd a **10. ábrát**. A folytonossági hiányok jelenlétéről, azok helyzetéről, méretéről és más jellegzetességeiről ill. mindezek megváltozásáról a roncsolásmentes vizsgálatok szolgáltatnak információt a szerkezeti integritás elemzéséhez. A *PTS* elemzés egészét tekintve a roncsolásmentes vizsgálatok nemcsak a reaktortartály, hanem azon primer- és szekunderköri berendezések vonatkozásában (gőzfejlesztő, gőzvezeték) is kiemelten fontosak, amelyek meghibásodása *PTS*-t kiváltó eseményhez vezethet.

A berendezések üzem közbeni időszakos ellenőrzésének a szerkezeti integritás elemzéséhez fűződő kapcsolata kétirányú:

- a roncsolásmentes vizsgálatok adatokat szolgáltatnak a berendezésekben esetlegesen található folytonossági hiányokról és azok jellemző paramétereiről,
- a szerkezeti integritás elemzése határozza meg a roncsolásmentes vizsgálatok szintjével szembeni igényeket (pl. legkisebb megtalálandó hibaméret, a hibanagyság meghatározás pontossága, az egymást követő vizsgálatok ciklusideje).

### 7.1. Az atomerőművi időszakos ellenőrzés hatékonyságának fejlődése

Az időszakos roncsolásmentes ellenőrzések (*In-Service Inspections, ISI*) hatékonyságának legfontosabb szempontjai a következők (Engl and Trampus 2002):

- a vizsgálandó berendezések, és a vizsgálat alá vont területek meghatározásakor a biztonságra kifejtett hatást kell elsősorban figyelembe venni, és csak másodsorban a vizsgálat költségeit,
- az egymást követő vizsgálati ciklusok kijelölése során a károsodási folyamat kinetikája a meghatározó tényező,
- a roncsolásmentes vizsgálatok teljesítőképességét az elvégzendő vizsgálatok terjedelmére kell igazolni.

Az időszakos ellenőrzések hatékonyságának fejlődése magán viseli azokat a változásokat, amelyek a bonyolult ipari létesítmények biztonságának független igazolásáért felelős hatóságok magatartásában játszódtak és játszódnak le napjainkban is. Korábban ezen iparágak többségében a hagyományok és a minden részletre kiterjedő előírások, szabványok képezték az ellenőrzés alapját, és nem az optimalizált folyamatok, amelyekben a biztonság és gazdaságosság kockázati mutatói integrálhatók (Trampus 2003). A hagyományos megközelítést a vizsgálatok területén a következők jellemzik:

- a berendezések merev biztonsági osztályokba történő besorolása,
- egységes vizsgálati ciklusidők meghatározása,
- a vizsgálati terjedelem a hegesztési varratokra koncentrált,

- a roncsolásmentes vizsgálatok végrehajtásának a paraméterei szabványban rögzítettek (pl. érzékenység hitelesítés, feljegyzési szint illetve értékelési szint mesterséges vonatkoztatási reflektorokkal történő összehasonlítás szerint, stb.).

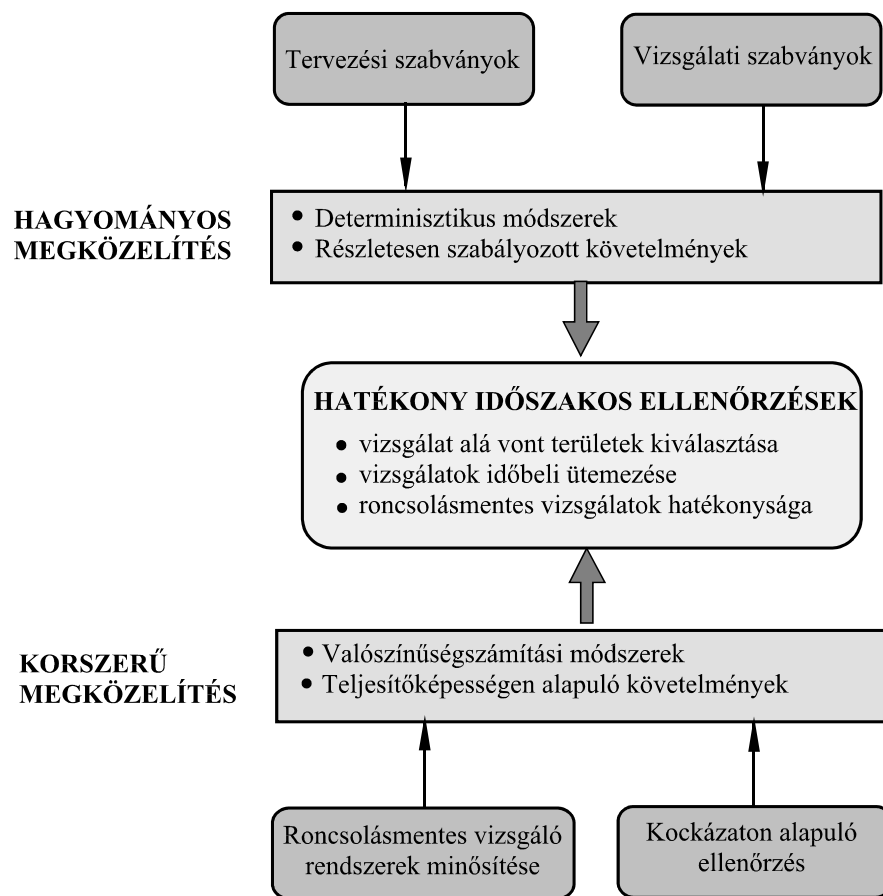
Az 1980-as években elkezdődött az addig felhalmozott üzemi közbeni vizsgálatok tapasztalatainak a rendszerezése. Nyilvánvalóvá vált, hogy bizonyos folytonossági hiányokat csak véletlenszerűen találtak meg, az érzékenység esetenként alacsonynak bizonyult, az alkalmazott roncsolásmentes vizsgálati technika bizonyos károsodások felderítéséhez nem volt megfelelő, a vizsgálati ciklusidő néha hosszú volt és a vizsgálatok jelentős részét a berendezések olyan részein hajtották végre, ahol nem fordult elő károsodás. Ezek a felismerések komoly változásokat indítottak meg: egyrészt a vizsgálati filozófia elmozdult a részletes szabályozás területéről egy olyan irányba, ahol a hangsúlyt a potenciális károsodásnak kitett területekre helyezték át, másrészt kezdték megkövetelni a vizsgálatok teljesítőképességének az igazolását. Ebből a gondolkodásmódból fejlődött ki a roncsolásmentes vizsgáló rendszerek minősítésének témaköre.

Ugyanebben az időszakban indult rohamos fejlődésnek a világban a valószínűségi biztonságelemzés az aktív berendezések biztonságának kvantitatív elemzéséhez (US NRC 1975), majd megkezdődtek a próbálkozások a *PSA*-nak a passzív<sup>18</sup> berendezések területén történő alkalmazására is (Chapman 1999). Megindult a kockázatalapú időszakos ellenőrzés (*Risk Informed In-Service Inspection, RI-ISI*) alapjainak lerakása. A jelen, de elsősorban a jövő hatékony időszakos roncsolásmentes ellenőrzését – e tapasztalatokat hasznosítva - a kockázati szempontokat figyelembe vevő és a teljesítőképességen alapuló technológiák jellemzik, **28. ábra.**

## 7.2. A vizsgáló rendszer teljesítőképességének igazolása

Az üzemeltetés kezdeti időszakában (1960-as évek) az atomerőművek tervezőinek az volt az elképzelésük, hogy a tervezés és gyártás során alkalmazott magasabb minőségi követelmények lehetővé teszik a passzív berendezések üzemeltetését a tervező által figyelembe vett élettartam végéig minden különösebb ellenőrzés nélkül (Hedden 2000). Az 1960-as évek második felében a *US NRC* – üzemelési tapasztalatokat figyelembe véve – mégis szükségét érezte egy időszakonként ismétlődő ellenőrzés bevezetésének. Ekkor született meg a világ szinte valamennyi időszakos ellenőrzésre vonatkozó előírásrendszerének alapját képező és széles körben elterjedt *ASME* kód tizenegyedik kötetének első változata. Ennek a korabeli alapfilozófiája az volt, hogy a berendezések legyártott állapotukban megfelelőek; a későbbi összehasonlíthatóság érdekében viszont megkövetelték az üzemeltetést megelőző állapot rögzítését. A kód alkalmazásának első éveiben, az üzemeltetés időszakában talált folytonossági hiányok elfogadhatóságának határértékei még megegyeztek a gyártásra vonatkozó határértékekkel. Ezeket csak az 1970-es évek derekán váltották ki az üzemelő atomerőművekre vonatkozó elfogadhatósági értékekkel.

<sup>18</sup> A passzív berendezések biztonsági funkcióikat mozgó alkatrészek, illetve alakjuk vagy tulajdonságaik változtatása nélkül látják el (az aktív berendezések meghatározása ennek az ellentété).



**28. ábra.** Az időszakos ellenőrzések hatékonyságának hagyományos és korszerű megközelítése

Innen kezdve a kódot a folyamatos javítgatás jellemezte. Igazodva a tervezési kód (ASME 1995a) anyagfáradás központúságához, az ellenőrzési kód elsősorban az üzemeltetés hatására keletkezett fáradásos repedések detektálását célozta meg. Ez magyarázza az ultrahangvizsgálatnak, mint a repedés kimutatására legalkalmasabb roncsolásmentes vizsgálatnak az elsődlegességét, ami nem volt összhangban a tervezési kód radiográfiai vizsgálatközpontúságával. Az ultrahangvizsgálat mellett természetesen más előnyök is szoltak: könnyebb volt alkalmazni az üzemelő atomerőművek sugárveszélyes környezetében és a vizsgálat elvégzése nem igényelt hozzáférést a berendezés mindkét felülete irányából. Ez végül elvezetett annak a felismeréséhez, hogy a tervezési kód ultrahang vizsgálati követelményei nem megfelelőek. A felvázolt fejlődési folyamat a világban alkalmazott egyéb, jelentős előírás rendszerek esetében hasonlóan ment végbe.

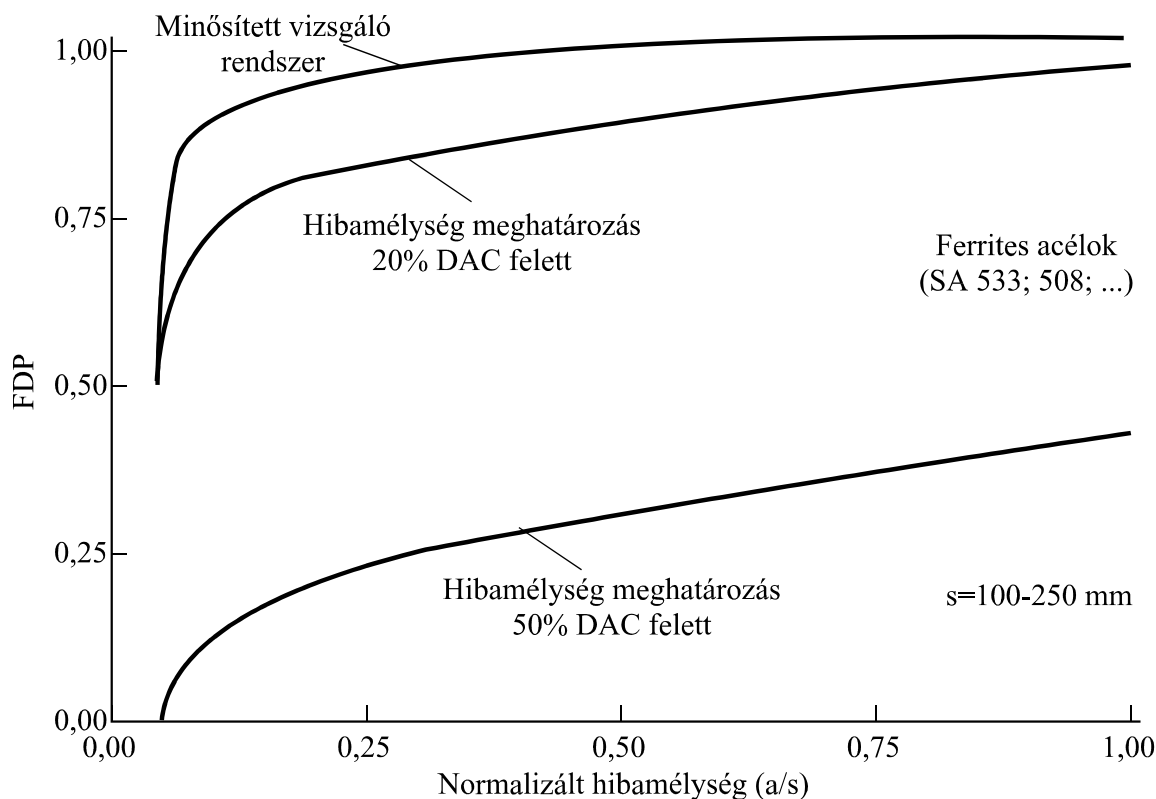
A felismert hiányosságok kiküszöbölésére egy nemzetközi kutatási programot hoztak létre az Európai Bizottság Egyesített Kutató Intézete és az *OECD* Nukleáris Energia Ügynöksége irányításával (*Plate Inspection Steering Committee*, később *Programme for Inspection of Steel Components*, *PISC*). A kutatási program első szakaszának (*PISC-I*) a célja az alkalmazott roncsolásmentes - elsősorban ultrahangos - vizsgálati módszerek érzékenységeinek és reprodukálhatóságának a vizsgálata volt (*PISC* 1992). A program az Amerikai Egyesült

Államokban gyártott, reaktortartály méreteket szimuláló, mesterséges hibákkal ellátott, acél próbatestek vizsgálatán alapult. Figyelembe véve a próbatestek eredendő hiányosságait (a mesterséges hibák készítése kezdetleges volt és sok hiba használhatatlannak bizonyult, a próbatestek nem voltak plattírozva), továbbá az atomerőművek biztonságára irányuló egyre növekvő figyelmet, a program szervezői elindították a kutatás második szakaszát (*PISC-II*). Ennek a célja az volt, hogy értékelje a roncsolásmentes vizsgálatok hatékonyságát, különös tekintettel a folytonossági hiány paramétereire (geometria, elhelyezkedés), a vizsgáló berendezés beállítási értékeire, valamint a plattírozás hatására.

A *PISC-II* nevesítette a szerkezeti integritás szempontjából fontos hiba kategóriákat, valamint felhívta a figyelmet a vizsgálati technológiák további optimalizálásának szükségességére. Az is világossá vált, hogy mindezekben túl szükség van az eljárások teljesítőképességének igazolására a vizsgálati körülményeket valósághűen modellező környezetben. A kutatás harmadik szakasza (*PISC-III*) ezért azt a célt tűzte ki, hogy értékelje a roncsolásmentes eljárások hatékonyságát és megbízhatóságát valósághű hibákkal ellátott, teljes léptékű reaktortartályon és egyéb primerkörü berendezéseken, beleértve matematikai modellek alkalmazását és az emberi tényező szerepét. Ez lényegében válasz volt arra az igényre, hogy a vizsgálórendszer (vizsgálati eljárás, vizsgáló berendezés és személyzet) valamennyi kombinációját figyelembe véve bizonyított-e az, hogy a rendszer képes a feladatának ellátására. Kialakult a roncsolásmentes vizsgáló rendszerek minősítése (*Inspection Qualification*), aminek két, közel egy időben létrejött és sok hasonlóságot felmutató pólusa van: az amerikai (Becker 1997) és az európai (ENIQ 1997).

Elsősorban a *PISC* eredményeit használta fel az Európai Unió által finanszírozott *SINTAP* (*Structural Integrity Assessment Procedure*) projekt a roncsolásmentes vizsgálatok megbízhatóságának elemzéséhez. Az eredmények egy részét a **29. ábra** foglalja össze (Webster and Bannister 2000). Az ábra a síkszerű folytonossági hiányok megtalálásának valószínűségét (*FDP*, *Flaw Detection Probability*) mutatja a hiánynak a próbatest falvastagságára normalizált mélysége függvényében (a próbatest reaktortartály anyagból készült). Az (a) jelű görbe mutatja a minősített ultrahangos vizsgáló rendszerrel kapott eredményeket. A vizsgálati technika ebben az esetben egyedi hibanagyság meghatározó technikákkal egészült ki, pl. futásidő-szóródásos módszer (*Time-of-Flight-Diffraction*, *TOFD*). A (b) és a (c) jelű görbe között az a különbség, hogy a (b) esetben a hibanagyság meghatározása a vonatkoztatási reflektor 20 %-át meghaladó visszhang-amplitúdó esetén történik, a (c) esetben pedig a vonatkoztatási reflektor 50 %-a felett.

A minősítés megjelenése és elterjedése az atomerőmű főberendezései vizsgálata területén hatással van a reaktortartály szerkezeti integritása elemzésének módjára is. A tervezési és ellenőrzési előírásoknak a 6.2. fejezetben ismertetett eljárásában általános volt egy viszonylag nagyméretű (a falvastagság egynegyedével egyenlő) repedés feltételezése. A minősítés elterjedése lehetővé tette a feltételezett repedés méretének csökkentését egészen a minősített ultrahangos vizsgálat igazolt teljesítőképességét jellemző repedés méretig. Ez a méret a VVER-440/V-213 típusú reaktortartályok esetében (figyelembe véve egy  $n_a = 2$  biztonsági tényezőt) megközelítőleg a falvastagság egytizede. Belátható, hogy a vizsgálatminősítés milyen komoly tartalékot tár fel az integritás elemzésében.



**29. ábra.** A vizsgálat megbízhatósága a minősítés ill. a vizsgálati technológia függvényében

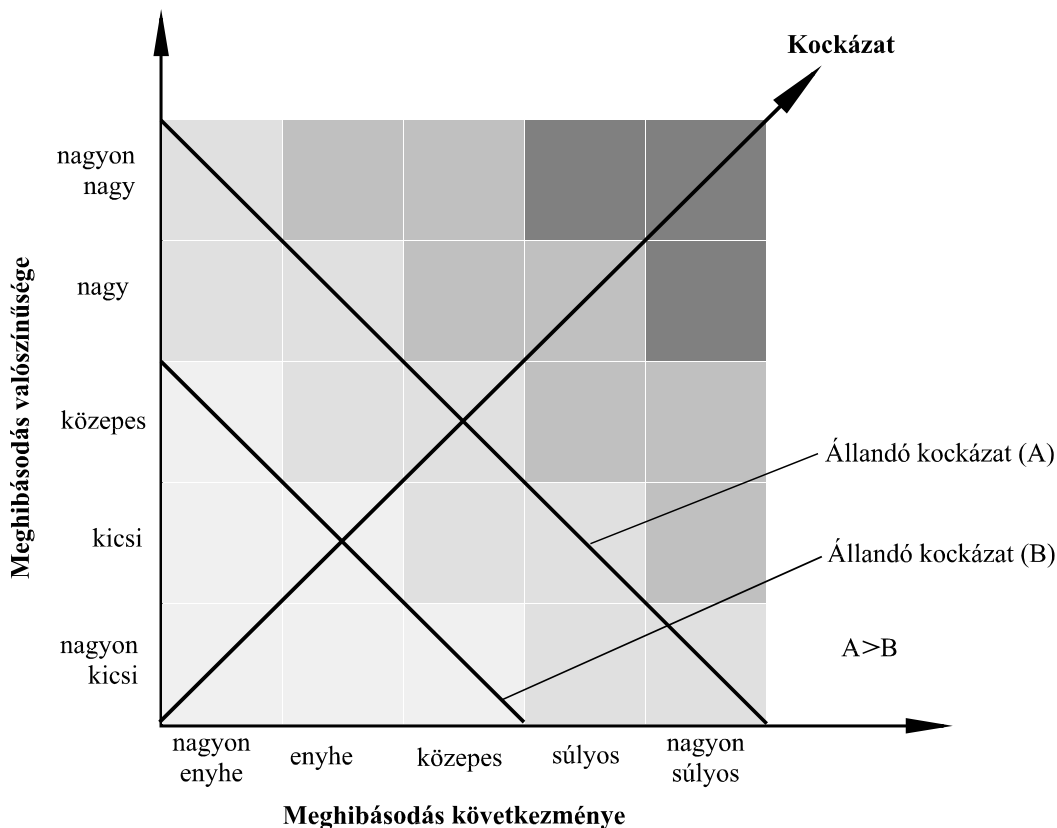
### 7.3. A kockázati szempontokat figyelembe vevő vizsgálatok

Ahogy a roncsolásmentes vizsgáló rendszerek minősítésének kifejlődéséhez hozzájárultak azok az üzemi meghibásodások, amelyek a korábban vizsgálat alá vont helyeken fordultak elő (azaz bizonyították a vizsgálat alacsony hatékonyságát), úgy azon meghibásodások tapasztalatainak elemzése, amelyek a vizsgálatok alá nem vont területeken keletkeztek, illetve, hogy a vizsgálatok egy része nem tárt fel semmilyen károsodást, vezetett el a témakör koncepcionális fejlődésének jelenlegi másik központi kérdéséhez: a *kockázati szempontokat figyelembe vevő vizsgálatokhoz*. Az utóbbiak ugyanis azt bizonyították, hogy a vizsgálandó területek kiválasztása nem megfelelő, továbbá jelentős vizsgálati ráfordítások minimális hasznot hajtanak. Kockázat (*Risk*,  $R$ ) alatt – általános értelemben – az alábbi három csoport halmazát értjük:

$$R = \langle E_i, P_i, K_i \rangle, \quad i = 1, 2, \dots, n \quad (12)$$

ahol  $E_i$  az  $i$ -ik esemény,  $P_i$  az  $i$ -edik esemény bekövetkezésének valószínűsége és  $K_i$  az  $i$ -edik esemény következménye (Kaplan and Garrick 1981). A roncsolásmentes vizsgálatok tekintetében a kockázatot – összevonva a hármas első két tagját - a meghibásodás bekövetkezése valószínűségének és a berendezés meghibásodás következményének a

szorzatával szokták kifejezni. A kockázat grafikus ábrázolásának több módja van. A kettős logaritmusos tengelyű kockázati diagramon pontok reprezentálják az egyes kockázati eseteket (kvantitatív módszer). A kockázati térkép (mátrix) fél-kvantitatív módon ábrázolja, illetve rangsorolja az eseteket kvalitatív skálák (pl. kicsi – közepes – nagy ill. csekély – közepes – súlyos) vagy az azokkal összhangba hozható tágabb valószínűségi kategóriák (pl.  $10^{-4}$  –  $10^{-3}$ ) használatával. Ilyen kockázati térképet mutat be a **30. ábra**. Elterjedt még a *Pareto* kockázati diagram is, ami az eseteket a kockázat mértéke szerint rangsorolja hisztogram alakban.



**30. ábra.** Kockázat térkép

Mivel a kockázatot – úgy a diagram, mint a térkép ábrázolásmód esetében – a tengelyekre írt paraméterek szorzataként definiálják, a kettős logaritmusos léptékű ábrázolásban a 45°-os egyenesek az állandó kockázat vonalai, amelyek világosan elválasztják egymástól a különböző kockázatú területeket. A megkövetelt kockázat elérése érdekében a rendelkezésre álló vizsgálati ráfordítások átcsoportosíthatók vagy – szükség esetén – pótlólagos vizsgálatok is alkalmazhatók. A berendezések kockázat alapján történő rangsorolása az erőmű-specifikus, elsőszintű, ún. *living PSA*<sup>19</sup> modelljének célirányos módosításával végezhető el. A rangsorolás

<sup>19</sup> A *living PSA* (élő PSA) modellje folyamatosan figyelembe veszi az erőműnek a tervezési állapottól történő eltéréseit, módosításait.

módszere ma még folyamatos fejlődésben van, csak néhány általános érvényű, működő irányelv létezik, amelyek egységesítése később várható (Chapman and Dimitrijevic 1999).

Ha csökkenteni kívánjuk a kockázatot, amire elsősorban a meghibásodás bekövetkezése valószínűségének a csökkentése útján van esély (a vizsgálatok ugyanis erre vannak hatással), akkor a berendezés azon tartományaira kell koncentrálni, ahol a meghibásodást kiváltó károsodási folyamatok a legnagyobb valószínűséggel fordulnak elő. Az időszakos vizsgálatok terjedelmének a kockázat alapján történő átértékelése az 1980-as években kezdődött és mára gyakorlattá vált (ENIQ 2000). Meg kell jegyezni, hogy a hagyományos időszakos ellenőrzési kódok (pl. az ASME kód XI. kötete, de más kódok is) a kockázat kvalitatív becslése alapján különböző biztonsági osztályokba sorolt berendezések esetében eltérő terjedelmű, illetve ciklusú vizsgálatokat írtak elő és eltérő elfogadási szinteket határoztak meg.

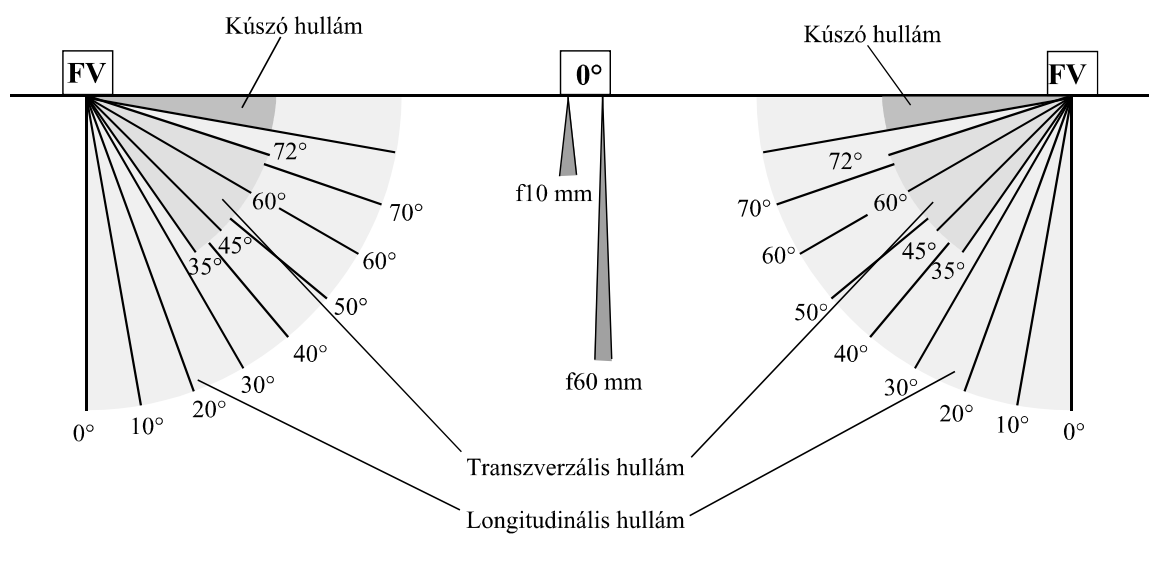
A kockázatnak, mint „eszköz”-nek a megjelenésével az időszakos roncsolásmentes vizsgálatoknak a fejezet elején adott meghatározása is átfogalmazható. Ma azt mondhatjuk, hogy a vizsgálatok célja a nagy kockázatú berendezések (berendezésrészek) megtalálása, a kockázat értékelése, valamint a vizsgálatok elvégzése útján történő csökkentése.

E két látszólag önálló terület, azaz a *vizsgáló rendszerek minősítése* és a vizsgálati terjedelem *kockázati szempontokat figyelembe vevő meghatározása* együttesen járul hozzá a berendezések szerkezeti integritása biztosításához alapvető fontosságú adatokat szolgáltató időszakos roncsolásmentes ellenőrzések hatékonyságának növeléséhez. Megszületésük és fejlődésük egymástól függetlenül ment végbe, de már a mai állapotukban is felfedezhető kapcsolat közöttük. Ha végiggondoljuk a minősítés európai irányzatának (ENIQ 1997) legfontosabb elemét, nevezetesen azt, hogy az atomerőmű biztonságáért oszthatatlan felelősséget viselő üzemeltető szervezetnek a vizsgálatot megelőzően – és attól függetlenül – egy műszaki bizonyításban elemeznie kell a lehetséges károsodási mechanizmusokat, az ezek eredményeként szóba jöhető meghibásodásokat, az esetleges hiba (repedés) legvalószínűbb irányát, méretét és egyéb tulajdonságait, akkor ebben a követelmény rendszerben nem nehéz felfedezni a kockázatnak a jelenlétét. A vizsgálatot végző szervezet a minősítés folyamán azt fogja igazolni, hogy az alkalmazandó vizsgáló rendszer üzemi körülményeket feltételezve képes lesz-e ezeknek a hibáknak a felderítésére és jellemzésére a megkövetelt megbízhatósággal. Ez az eljárás nem más, mint a kockázat egyik elemének, a hiba előfordulás valószínűségének a közvetett figyelembe vétele.

#### **7.4. Vizsgálattechnikai fejlődés**

Az előzőekben vázolt fejlődéssel párhuzamosan természetesen számtalan eredményt hozott a roncsolásmentes vizsgálatok területére is az információs technológia fejlődése. Érdemes megemlíteni a vizsgálat szimulációt (Bar-Cohen 1999), ami mára például ultrahangos vizsgálat esetében a hangnyaláb viselkedése tanulmányozásának egyik módjává vált. Interaktív háromdimenziós grafikus szimulációval lehetővé válik a vizsgálati technológia megtervezése még bonyolult geometria esetén is. Tetszőleges folytonossági hiányoknak a vizsgálandó berendezés tetszőleges helyére történő elhelyezésével a vizsgáló rendszer minősítésének egyik fontos eleme - a műszaki bizonyítás - is jobban alátámasztható a szimulációval.

Figyelemre méltó eredményeket hozott a hangnyaláb dinamikus vezérlésének gyakorlatban történő alkalmazása. Az ultrahangos fej alkotó elemeinek igen kis időközönként történő vezérlése lehetővé teszi a besugárzás szögének, a hangnyaláb fókusz távolságának és a fókuszban mérhető átmérőjének valósidejű változtatását. A lehetőségek közül leginkább a szögváltoztatást megvalósító fázisvezérelt vizsgálati technika terjedt el. Itt az ultrahangos jelek egyidejűleg – a vizsgálófej mozgatása nélkül - rendelkezésre álló, a hagyományos technikánál részletesebb információja növeli a vizsgálat megbízhatóságát, elősegíti az eredmények jobb megértését, valamint csökkenti a vizsgálati időt is (Fischer et al. 1999, Ammirato 2002). A **31. ábra** a fázisvezérelt vizsgálat sémáját mutatja.



**31. ábra.** Fázisvezérelt ultrahangos vizsgálófejekkel létrehozható besugárzási szögtartományok

## 7.5. A valószínűségi törésmechanikai elemzés kiszolgálása

Miután a *PTS* elemzés egyik változata valószínűségi törésmechanikai módszereket alkalmaz, a szerkezeti megbízhatósági modell felállításához szükség van a reaktortartály szerkezeti anyagában található, gyártási eredetű folytonossági hiányok tényleges eloszlásának ismeretére. Erre sokáig a második *Marshall* jelentésben található gyakorisági görbét használták (Marshall 1982). Az amerikai szabályzat *PTS* elemzésre vonatkozó előírásainak (CFR 1996) az alkalmazása rávilágított arra, hogy a folytonossági hiányokkal kapcsolatos adatok (méret és pozíció eloszlása, előfordulás gyakorisága) bizonytalansága teszi ki az elemzés eredménye bizonytalanságának jelentős hányadát. Az Amerikai Egyesült Államokban ezért - a *US NRC* kezdeményezésére és anyagi támogatásával - nagyléptékű kutatást indítottak négy legyártott és üzembe nem helyezett reaktortartály anyagát jellemző folytonossági hiány populáció megismerésére (Schuster et al. 2000). A kapott mérési eredményeket ezt követően egy erre a célra kifejlesztett szimulációs program segítségével kiterjesztik valamennyi amerikai reaktortartályra (Jackson et al. 2001). Az ultrahangos vizsgálatához a mesterséges hangrése



fókuszáló módszert (*Synthetic Aperture Focusing Technique, SAFT*) alkalmazzák. Az ultrahangos vizsgálat eredményének igazolására a próbatestek egy részét feldarabolták, és a hiányokat feltárták. Több mint 7000 indikáció feldolgozása alapján megállapították, hogy a hiányok 97%-a 3,5 mm-nél kisebb méretű volt (a tartályfal vastagság irányában mérve) és legtöbbjük a hegesztési varrat és az alapanyag összeolvadásánál helyezkedett el. Csupán a hiányok 3%-a volt 4 mm vagy annál nagyobb méretű. Az is bizonyossá vált, hogy a hiányok gyakorisága lényegesen nagyobb, mint a második *Marshall* jelentésben becsült érték.

Hasonló vizsgálatról orosz tervezésű reaktortartály esetén nem számoltak be. Egy oroszországi, VVER-440/V-230 típusú atomerőmű tervezési élettartamon túli üzemeltetésének engedélyezése alátámasztásához elvégezték a reaktortartály törési valószínűségének elemzését (Grigoriev et al. 2003). Ezen elemzés során az üzemközbéli ultrahangos vizsgálatok eredményeit használták fel a hiba eloszlás felvételéhez, ami – tekintettel az üzemközbéli vizsgálatok korlátaira – nem tekinthető egyenértékűnek az amerikai kutatás eredményével.

## **7.6. Nyitott kérdések a roncsolásmentes vizsgálatok területén**

Az atomerőművi berendezések időszakos roncsolásmentes vizsgálata terén végbement fejlődés kihatott a reaktortartályok roncsolásmentes vizsgálatára is. A vizsgálatminősítés kitüntetett berendezése világszerte a reaktortartály lett. A kockázati szempontokat figyelembe vevő vizsgálatokat ma már rutinszerűen alkalmazzák csővezetékek esetében, de a reaktortartályon végrehajtandó vizsgálatok jelenlegi terjedelme – tekintettel a 4.2. fejezetben összefoglalt általános biztonsági szempontokra – feltehetően nem fog változni<sup>20</sup>. A tartály elemeit viszont rangsorolni lehet a meghibásodásra való érzékenységük szempontjából, ami természetesen kihatással lehet az elvégzendő vizsgálatokkal szemben támasztott követelményekre. Emellett az is elmondható, hogy a vizsgálandó területek és a vizsgálati ciklusidők meghatározása dinamikus folyamat az erőmű üzemideje függvényében, és annak érdekében, hogy a meghibásodás valószínűségének megkövetelt értéke biztosítható legyen, változtatásuk az üzemidő előrehaladásával elképzelhető.

Nyitott kérdés a vizsgáló rendszer minősítése és a kockázati szempontokat figyelembe vevő vizsgálatok közötti kapcsolat matematikai megalapozása, továbbá a roncsolásmentes vizsgálatok hatékonysága (pl. a hibamegtalálás valószínűségével kifejezve) és a kockázatalapú vizsgálat közötti kapcsolat feltérképezése.

---

<sup>20</sup> Érdemes megemlíteni egy friss tanulmányt, amelynek szerzői valószínűségi törésmechanikai módszer felhasználásával arra az eredményre jutottak, hogy amennyiben akár egy nyomottvizes, akár egy forralóvizes reaktortartály első 10 éves időszakos roncsolásmentes vizsgálatát követően egyáltalán nem hajtánának végre további roncsolásmentes vizsgálatot, ez érdemben nem növelné meg a tartály meghibásodásának a valószínűségét (Bogges et al. 2004).

## 8. A tudományos eredmények alkalmazása a paksi reaktortartályok szerkezeti integritásának biztosítása érdekében

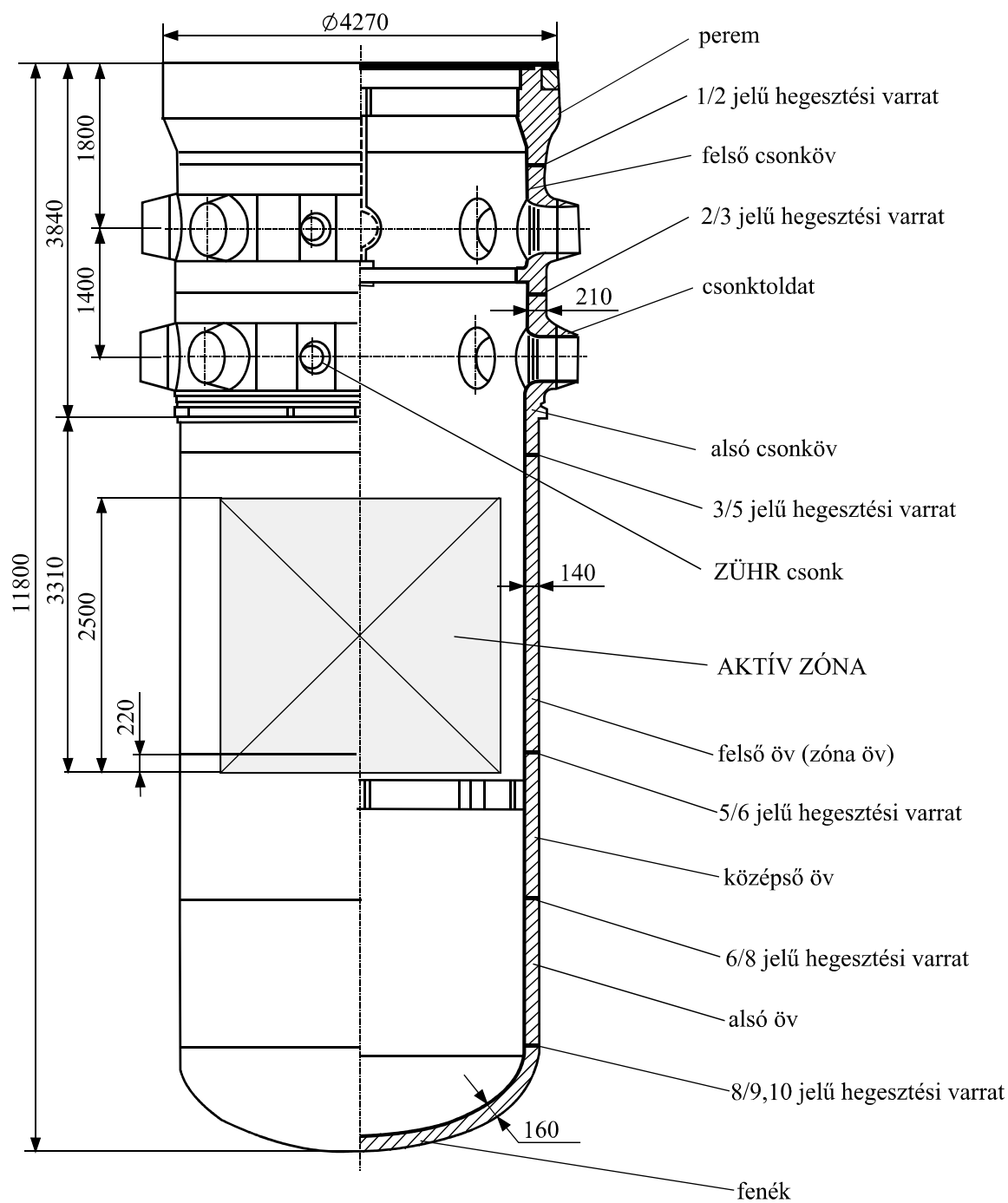
E fejezetben áttekintem a paksi VVER-440/V-213 reaktortartályok szerkezeti integritása biztosítása érdekében folytatott műszaki-tudományos tevékenységnek azokat a területeit, amelyek az értekezés szerzőjének műszaki-tudományos irányításával jöttek létre, vagy amelyek végrehajtásában a szerző részt vett. Az elemzés kijelöli a további tudományos kutatás irányát is a hosszú távú üzemeltetésről hozandó döntés alátámasztásához.

### 8.1. A VVER-440/V-213 típusú reaktortartály műszaki jellemzése

Először összefoglalom a Paksi Atomerőműben üzemelő reaktortartályok néhány, a törésmechanikai elemzés eredményére hatással lévő ill. az általános reaktortervezéstől eltérő sajátosságát. A **32. ábra** egy VVER-440/V-213 típusú reaktortartály hosszmetsetét mutatja be, és az **1. táblázat** a reaktortartály főbb tervezési paramétereit foglalja össze. A tartály fő méreteit befolyásolta, hogy vasúti szállításra alkalmasnak kellett lennie. Ez a követelmény és a reaktor tervezett hőteljesítménye együttesen határozta meg a tartálynak és az aktív zónának az átmérőjét és a tartályon belüli berendezések geometriáját. Ennek eredményeként a tartályfalra ható gyors neutron fluxus ( $E > 0,5 \text{ MeV}$ ) viszonylag nagy ( $10^{15} \text{ n/m}^2 \text{ s}$ ), a tartály karcsúbb és falvastagsága kisebb a nyomottvizes reaktortartályok esetében megszokott falvastagságnál. A fluxus eredményeként a tervezési élettartam végéhez tartozó neutron fluencia kb. egy nagyságrenddel nagyobb, mint a nyugati reaktortípusok esetében megszokott érték.

A reaktortartályhoz hat főkeringtető vezeték csatlakozik ( $\phi 500 \text{ mm}$ ), a beömlő és kiömlő hűtővíz csomkok nem egy szinten helyezkednek el, és aszimmetrikus az egy szinten lévő csomkok kiosztása. A kisnyomású aktív ZÜHR betáplálás közvetlenül a reaktortartályba történik  $\phi 250 \text{ mm}$  csomkokon keresztül, amelyekből kettő-kettő található egy szinten a hűtővíz csomkokkal. A nagynyomású aktív ZÜHR három hidegági hurokba, míg a passzív ZÜHR ugyancsak közvetlenül a reaktortartályba dolgozik. A reaktortartály a főkeringtető vezetékekben a ZÜHR betápláláson kívül elhelyezkedő főelzáró tolozárak segítségével lezárható, ami lehetőséget teremt hideg túlnyomás létrehozására.

A reaktortartály anyaga 15H2MFA jelű, Cr-Mo-V ötvözésű nemesíthető acél, amelynek ötvözési rendszere eltér a nyomottvizes reaktortartályok gyártásához alkalmazott amerikai, pl. ASME A508 Cl 2, ASME A 533 Gr B, vagy német acélokétól, pl. 20 MnMoNi 5 5, 22 NiMoCr 3 7 (IAEA 1999). Az aktív zónával szemben elhelyezkedő öv (zóna öv) szennyező tartalma alacsonyabb a tartály többi részéhez felhasznált anyagok szennyező tartalmánál, aminek a megkülönböztető jele 15H2MFA-A. A tartályt tüskén kovácsolt, nemesített állapotú gyűrűkből hegesztették össze fedettívű eljárással, a tartály hosszvarratot nem tartalmaz. A hegesztést SzV10HMFT-A jelű, Cr-Mo-V-Ti ötvözésű huzallal és AN-42M jelű olvasztott fedőporral végezték. A hegesztés során 300-350 °C hőmérsékletű előmelegítést alkalmaztak, a hegesztett tartályt kemencében 660-680 °C hőmérséklet tartományban összesen 45 óra időtartamig hőkezelték.



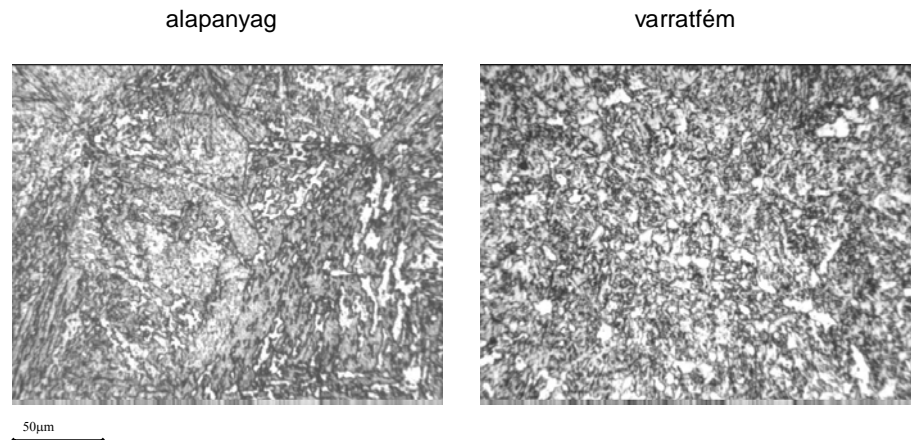
32. ábra. VVER-440/V-213 reaktortartály hosszmetszete

**1. táblázat.** VVER-440/V-213 reaktortartály főbb tervezési paraméterei

Tömeg	215 t
Hossz	11,800 m
Hengeres rész külső átmérője	3,840 m
Csonkóvek külső átmérője	3,980 m
Hengeres rész falvastagsága (plattírozás nélkül)	0,140 m
Csonkóvek falvastagsága (plattírozás nélkül)	0,210 m
Csonkok száma	2 x 6 (primerkör) + 2 x 2 (ZÜHR)
Üzemi nyomás	12,26 MPa
Tervezési nyomás	13,7 MPa
Próbanyomás	19,12 MPa (eredeti), 16,64 MPa (módosítva 1989-ben)
Tartályfal üzemi hőmérséklete	265 °C
Tartályfal tervezési hőmérséklete	325 °C
Tervezési élettartam	40 év
Alapanyag neutron fluencia terhelése a tervezési élettartam végén	$2,6 \times 10^{24} \text{ n/m}^2 (E > 0,5 \text{ MeV})$
5/6 hegesztési varrat neutron fluencia terhelése a tervezési élettartam végén	$1,8 \times 10^{24} \text{ n/m}^2 (E > 0,5 \text{ MeV})$

Az alapanyag szövetszerkezete a hőkezelést követően jellemzően bainit, némi martenzittel és igen finom, molibdénben és vanádiumban gazdag, termodinamikailag stabil, speciális,  $MeC$  (vagy  $Me_7C_3$  ill.  $Me_{23}C_6$ ) karbidokkal. Az eredeti ausztenit szemcseméret a magas ausztenitesítési hőmérséklet (1000 °C) következtében kb. kétszerese a nyugati reaktortartály acélokénak. A **33. ábra** az alapanyag és a varratfém jellemző szövetszerkezetét mutatja. A reaktortartály szerkezeti anyagainak névleges vegyi összetételét a **2. táblázat**, a megkövetelt mechanikai tulajdonságokat a **3. táblázat** foglalja össze.

A reaktortartály belső felületét háromrétegű szalagelektrodás fedettívű hegesztéssel, a csonkok áthatási felületét kézi ívhegesztéssel plattírozták. Az első réteg anyaga 25 % Cr és 13 % Ni tartalmú stabilizálatlan (SzV07H25N13), a második és harmadik rétegé pedig 19 % Cr és 10 % Ni tartalmú stabilizált ausztenites acél (SzV08H19N10TG2B). Stabilizálásra általában titánt alkalmaztak, ami szemcsehatár menti karbidokat alkotva megakadályozza a szemcsehatárok krómban történő elszegényedését, biztosítva ezzel a korrózióval szembeni ellenállást. A forgácsoló megmunkálást követően a belső felületet borító rozsdamentes acélréteg névleges vastagsága 9 mm. A hengeres rész 5/6 számú körvarrata, amelynek a sugárkárosodása határozza meg a reaktortartály műszakilag lehetséges üzemidejét, az aktív zóna alsó széle fölött 220 mm magasságban helyezkedik el. Ezen a helyen a fluxus értéke a maximális fluxus 66-68 %-a.



**33. ábra.** A 15H2MFA acél és varrat jellemző szövetszerkezete

**2. táblázat.** 15H2MFA-A acél és hegesztési varrata vegyi összetétele (súly %)

	Anyagminőség	Elemek, súly %									
		C	Si	Mn	Cr	Mo	V	Ni	Cu	S	P
Reaktortartály	15H2MFA	0,13-0,18	0,17-0,37	0,30-0,60	2,50-3,00	0,60-0,80	0,25-0,35	≤0,40	≤0,30	≤0,020	≤0,020
	15H2MFA-A	0,13-0,18	0,17-0,37	0,30-0,60	2,50-3,00	0,60-0,80	0,25-0,35	≤0,40	≤0,10	≤0,015	≤0,012
	SzV-10HMFT	0,04-0,12	0,20-0,60	0,60-1,30	1,20-1,80	0,35-0,70	0,15-0,30	≤0,30	≤0,25	≤0,015	≤0,042
	SzV-10HMFT-A	≤0,11	0,20-0,55	0,60-1,30	1,20-1,80	0,36-0,70	0,10-0,35	≤0,30	≤0,10	≤0,015	≤0,012
Plattírozott réteg	SzV-07H25N13	≤0,09	1,20	0,80-2,00	23,0-26,5	-	-	11,0-14,0	-	≤0,020	≤0,030
	SzV-08H19N10TG2B	≤0,10	1,00	1,30-2,50	17,5-20,5	-	-	8,5-11,0		≤0,020	≤0,030
Csonktoldat	08H18N10T	≤0,08	≤0,8	≤1,5	17,0-19,0	-	-	10,0-11,0	≤0,30	≤0,020	≤0,035
	EA-395/9	≤0,11	≤1,20	0,8-2,0	12,5-17,0	4,0-6,5	-	20,0-26,0			
	EA-400/10U	≤0,10	≤0,60	1,1-3,1	16,8-19,0	2,0-3,5	0,30-0,75	9,0-12,0		≤0,025	≤0,030

**3. táblázat.** Alapanyag és varratfém mechanikai tulajdonságai

	Anyagminőség	20 °C					350 °C				$T_{k0}$ °C
		$R_m$ MPa	$R_{eH}$ MPa	$A$ %	$Z$ %	$KU$ J	$R_m$ MPa	$R_{eH}$ MPa	$A$ %	$Z$ %	
Reaktor- tartály	15H2MFA	540	391	14	50	63	392	295	13	50	0
	15H2MFA-A	441	391	14	50	78	392	295	13	50	0
	SzV-10HMFT	539	392	14	50	47	490	373	12	45	40
	SzV-10HMFT-A	539	392	14	50	63	490	373	14	50	20
	SzV-07H25N13	422	245	13	15	23	353	157	-	-	-
	SzV-08H19N10TG2	490	314	20	30	23	353	196	-	-	-
Plattírozott réteg											
Csonk- toldal	08H18N10T	491	196	40	55	-	353	167	25	40	-
	EA-395/9	588	3633	13	15	-	490	294	10	13	-
	EA-400/10U	539	343	18	30	-	431	294	-	-	-

## 8.2. Virtuális mélységi védelem koncepció

A paksi reaktortartályok hosszú távú szerkezeti integritása biztosításának komplex értékelésére bevezeték egy koncepciót. A reaktortartály az a berendezés, amely esetében a szerkezeti integritás sérülése, azaz a tartály törése, katasztrofális következményekkel járna az erőmű környezetére nézve, ami nem fogadható el. Ilyen berendezés esetében a meghibásodás bekövetkezésének valószínűsége csak rendkívül kicsi lehet. Általánosan elfogadott gyakorisági érték erre az esetre a  $10^{-7}$ /év, lásd pl. (IAEA 1992). Az említett gyakorisági érték létezése és elfogadottsága ellenére a reaktortartályok biztonságát általában mégis determinisztikus módon elemzik. Gyakorlati szempontokat tekintve elfogadható egy olyan műszaki intézkedési rendszer (érvrendszer) kidolgozása, amely elegendő bizonyítékot szolgáltat arra nézve, hogy a reaktortartály elfogadhatatlan következményekkel járó tönkremenetele nem fog bekövetkezni az atomerőmű normál üzeme, normál üzemtől eltérő és üzemzavari körülményei között. Ez a gondolkodásmód lényegében megegyezik az Egyesült Királyságnak a 4.1. fejezetben bemutatott *IoF* koncepciójával.

A VVER-440 típusú reaktorokra vonatkozó előírásrendszer fejlődése az ismert kódrendszereknek a korábbiakban bemutatott fejlődésétől némileg eltérően ment végbe és erre a reaktortípusra mind a mai napig nem létezik a nyugati reaktortípusokra alkalmazott kódokkal

összemérhető komplex előírás. Ennek bizonyítására elegendő arra utalni, hogy a VVER-440 reaktorok első generációját speciális biztonsági előírások hiányában a hagyományos ipari szabványok alapján tervezték és építették. A biztonsági előírások kidolgozásának igénye csak a VVER-440 típusú atomerőmű Finnországba történő exportálásával összefüggésben jelent meg (Fil et al. 2003). A ma érvényes orosz atomerőművi biztonsági szabályzat 1998 óta érvényes (OPB-88/97 1998). A szerkezeti integritás elemzésére vonatkozó előírás (PNAE 1990) ugyan felváltotta a 60-as évek tudásszintjét megtestesítő korábbi előírást, de az anyag-specifikus referencia görbéi nem-konzervatív becsléshez vezethetnek (Brumovsky 2002). A közelmúltban hatályba lépett átmeneti szabvány (RDEO 2000) tudományosan nem kellőképpen kielélt módosításokat vezetett be.

A tervezés, gyártás, üzembe helyezés és üzemeltetés szempontjait és tapasztalatait figyelembe véve azonban be lehet mutatni egy tudományos alapokon nyugvó műszaki érvrendszert, amely elegendő bizonyítékot szolgáltat arra nézve, hogy a reaktortartály elfogadhatatlan következményekkel járó tönkremenetele nem következik be, még a meghosszabbított üzemidő alatt sem. Ilyen rendszerhez juthatunk, ha definiáljuk a szerkezeti integritás ún. alappilléreit és ezek összetevőit, azaz az alappillérek építőköveit. Ez az elemzési struktúra elég szemléletes ahhoz, hogy megjelenítésével is segíti az érvrendszer megértését. A nukleáris biztonság igazolásának ezt a formáját javasolták az *IoF* esetek igazolására (TAGSI 1998).

Az alappillérek a szerkezeti integritás biztosításának szükséges de nem elégséges feltételei, és egymástól független információkon alapulnak. A pilléreket alkotó összetevők a legfontosabb biztosítékok ill. érvek, amelyek elvileg megjelenhetnek több pillérben is. Az alappillérek kiválasztása különböző elvek szerint lehetséges. Miután a reaktortartály szerkezeti integritásának esetleges sérülése esetén nincs egy másik, vele egyenértékű – helyettesítő - fizikai korlát, ezért célszerű a mélységi védelem alternatívájaként az ún. *virtuális mélységi védelem* fogalmát bevezetni. A virtuális mélységi védelem a reaktortartály esetében a szerkezeti integritás többszörös biztosítóka oly módon, hogy az egyes alappillérei, amennyire lehetséges, függetlenek egymástól és bármely pillér (érv) gyengeségeit kompenzálják a többi érv erősségei.

Négy, koncepciónálisan különböző feltétel együttest, azaz alappillért célszerű definiálni. Az alappillérek és azok legfontosabb elemei a Paksi Atomerőmű reaktortartályai szerkezeti integritását tekintve a következők, **34. ábra**:

#### *1) Tapasztalatok felhasználása*

A tapasztalatok felhasználása a „korábban már bevált” elv megvalósítását jelenti. Ide tartozik a megfelelő tervezés és gyártás, szerelés és üzembe helyezés, továbbá üzemeltetés tapasztalataiból fakadó megbízhatóság. Jelen értekezés célkitűzését figyelembe véve ide soroltam a minőségbiztosítást, de ide tartozik a biztonságos üzemeltetés **11. ábrán** bemutatott tartományának a figyelembe vétele is.

#### *2) Funkciópróba*

A funkciópróba jelentése a funkcióképesség igazolása reprezentatív vizsgálattal. A reaktortartály szerkezeti integritását figyelembe véve az üzemi nyomásnál nagyobb értéken végrehajtott hidraulikus nyomáspróba számít funkciópróbának. A paksi reaktortartályok

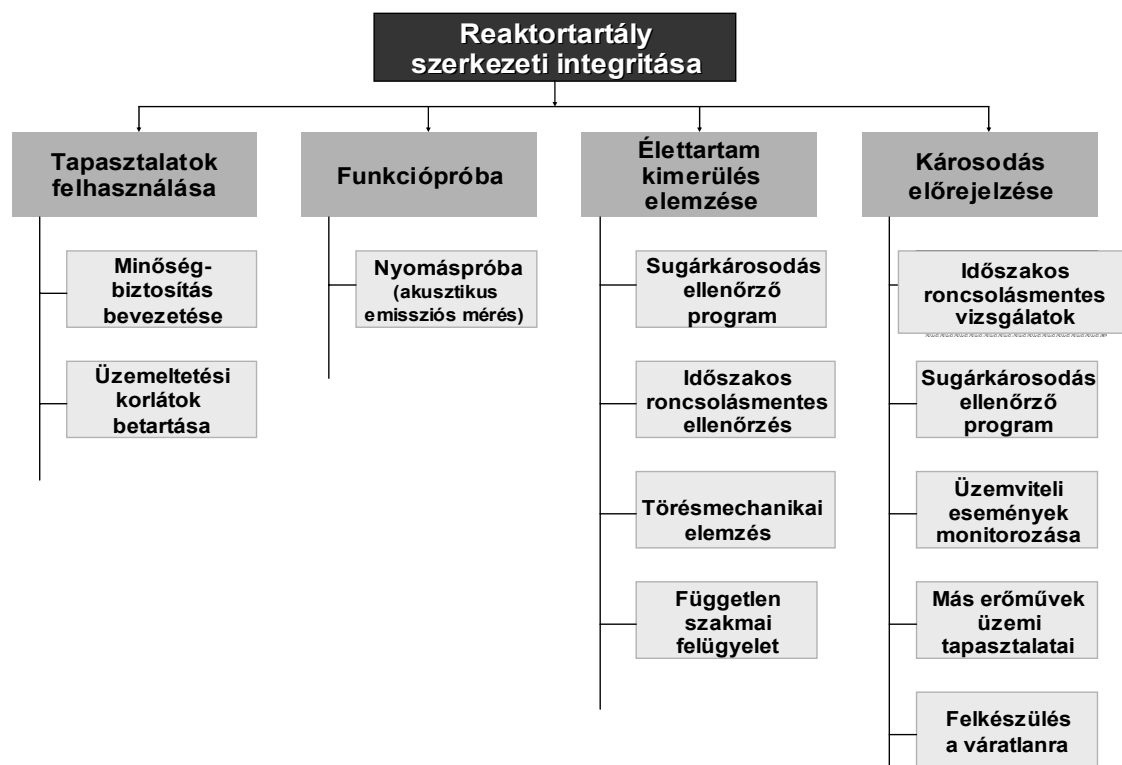
esetében a gyártóműben, az üzembe helyezést megelőzően és az üzemeltetés időszakában – négyévenként - hajtottak végre hidraulikus nyomáspróbát, az utóbbit akusztikus emissziós méréssel kiegészítve.

### 3) Élettartam kimerülés elemzése

A szerkezeti integritást a kor színvonalának megfelelő tudományos alapokon kell bizonyítani. Ide tartozik a reaktortartály töréssel szembeni biztonságának folyamatos felügyelete és az élettartam becslése a sugárkárosodás ellenőrző próbatestek vizsgálatai, valamint az időszakos roncsolásmentes vizsgálatok eredményeinek értékelése alapján.

### 4) Károsodás előrejelzése

Az előremutató információhoz jutás biztosítéka a károsodás előrejelzése. Vizsgálatok, diagnosztikai mérések, vonatkozó események tapasztalatai, beleértve a nem várt eseményekre való reagálás képességét is, sorolhatók ebbe a pillérbe.



34. ábra. Virtuális mélységi védelem a Paksi Atomerőmű reaktortartályai esetében



A virtuális mélységi védelem be kell, hogy ágyazódjék az erőmű üzemeltetésének biztonsági kultúrájába<sup>21</sup>, és a kettő együttesen biztosítja a szerkezeti integritás műszaki megalapozottságát és biztosításának végrehajthatóságát. Az egyes alappillérek viszonylagos fontossága ill. hangsúlya az üzemeltetési idő előre haladtával változik: az élettartam gazdálkodást tekintve nyilvánvaló a harmadik és negyedik pillér fokozatos előtérbe kerülése.

A következőkben a virtuális mélységi védelem struktúráját tekintve rendező elvnek, bemutatom azokat a területeket, amelyeket a reaktortartályok ridegtöréssel szembeni biztonsága elemzésekor részletesen értékelni kell, illetve utalok azokra az eredményekre, amelyeket a Paksi Atomerőmű ezen a téren elért. Az értekezés nem értékeli a reaktortartályok biztonságát.

### 8.3. Minőségbiztosítás

A minőségbiztosítás nem tartozik a kérdéskör tudományos vonatkozásai közé, de olyan mértékben járult hozzá a reaktortartály szerkezeti integritásával kapcsolatos tevékenységhez, hogy célszerűnek tartottam röviden kitérni rá. A Paksi Atomerőmű létesítése során ipari körökben jelentős igény fogalmazódott meg, hogy a hazai gyakorlatot igazítani kell a fejlett ipari országok nukleáris létesítményeinek megvalósítása során alkalmazott minőségbiztosítási előírások érdemi tartalmához, amelyek alapját a Nemzetközi Atomenergia Ügynökség minőségbiztosítási útmutatói képezték, a 80-as években (IAEA 1978). A minőségbiztosítás bevezetése első lépésként a reaktorra, a primerköri főberendezésekre, a biztonságvédelmi elemekre és az ezek minőségét meghatározó tevékenységekre terjedt ki.

Optimális minőségbiztosítás csak az egyes rendszerek és berendezések biztonságtechnikai hatásának gondos elemzése alapján valósítható meg. Az ilyen elemzés a minőségtervezésnek lényeges része, és a berendezés részeit kell megkülönböztetnie azon az alapon, hogy milyen a biztonságtechnikai és funkcionális jelentőségük az atomerőmű egészére vonatkozóan. Ez járult hozzá a berendezések biztonsági osztályokba sorolásának bevezetéséhez, majd ezek alapján a műszakilag helyes minőségi követelmény rendszer és vizsgálati eljárásrend kialakításához.

Az atomerőműben *speciális laboratórium (melegkamrasor)* került kialakításra a reaktorból kivett és a sugárkárosodás ellenőrzésére szolgáló anyagvizsgálati próbatestek vizsgálatára. Ez jelentős mértékben elősegítette azt, hogy már az 1. blokk üzemeltetésének a kezdetekor az erőműben kiképzetten rendelkezésre álljon az a szakembergárda, amelyik szükséges volt a megbízható vizsgálati tevékenységhez. A melegkamrasor építésére és felszerelésére különösen azért volt szükség, mert a rendszeresen vizsgálandó több száz radioaktív próbatest kezelése más hazai laboratóriumban nem volt lehetséges.

Az atomerőmű létesítése időszakában az anyagtechnológia területére kijelölt vezető tudományos intézetben (VASKUT) a *reaktortartály anyagának és hegesztett kötéseinek kísérleti gyártása* indult be. Az eredmények segítették a hazai szakembereket a szükséges tudományos ismeretek megszerzésében és a reaktortartály ellenőrzésével kapcsolatos feladatokra való felkészülés szempontjainak meghatározásában (Szunyogh 2004). A

---

<sup>21</sup> Az értekezés nem terjed ki a biztonsági kultúrával kapcsolatos megfontolásokra.

vizsgálatok kiterjedtek a reaktor szerkezeti anyagai és hegesztési varratai törésmechanikai vizsgálatára, valamint a töretfelületek fraktográfiai elemzésére is. A vizsgálatok során a Budapesti Műszaki Egyetem Mechanikai Technológia Intézete is az ipari gyakorlatot és ismereteket jelentősen segítő eredményeket bocsátott rendelkezésre. A KFKI megkezdte a reaktortartály *akusztikus emissziós vizsgálatához* szükséges hardware és software kifejlesztését. A szerzett tapasztalatok megalapozták az atomerőműben, a későbbiekben alkalmazott ilyen irányú vizsgálatokat. A VASKUT-tal közösen módszert dolgoztak ki az akusztikus emissziós eredmények interpretálására (Péter and Fehérvári 1986). Tevékenységet indítottak be a VASKUT-ban *mechanizált ultrahangos vizsgálati technika* bevezetésének megalapozására, mivel a paksi reaktortartályokat a tervek értelmében felszerelték gépi ultrahangos vizsgáló eszközökkel.

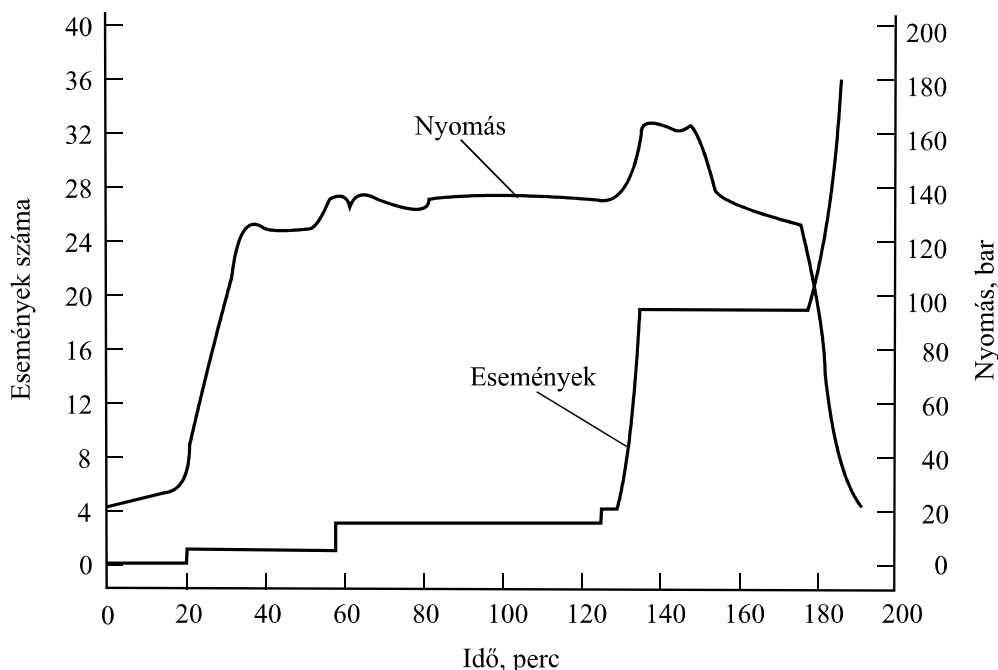
#### **8.4. Akusztikus emissziós vizsgálat a szilárdsági nyomáspróba során**

A reaktortartályra a tervező 19,12 MPa próbanyomás értéket írt elő (a reaktor üzemi nyomásának 1,56-szorosa), ami lényegesen meghaladja a más előírásrendszerekben előforduló értékeket. A nyomáspróbát – a hatósági szabályozás értelmében - az üzemeltetés időszakában minden negyedik évben meg kell ismételni. Az időszakos szilárdsági nyomáspróba ilyen szélsőségesen magas próbanyomáson történő végrehajtása nem egyértelműen járul hozzá a reaktor biztonságához. Elfogadható ugyan az a nézet, hogy a túlterhelés bizonyos esetekben előnyös lehet az esetleges repedéscsúcsok környezetében a maradó feszültségmező kedvező átrendezése által. Ezzel szemben nem szabad kizárni annak a lehetőségét sem, hogy a kritikus méretet el nem érő folytonossági hiányok a nyomáspróba okozta túlterhelés hatására kritikus méretűvé növekedhetnek, ami az üzemeltetés közbeni meghibásodás valószínűségét növelheti (Marshall 1982). Mindezek alapján, továbbá figyelembe véve, hogy a gyártás és az üzembe helyezés időszakában összesen három alkalommal minden reaktortartályon sikeres nyomáspróbát hajtottak végre 19,12 MPa próbanyomáson, javasoltuk a próbanyomás értékének csökkentését. Ennek eredményeként a 2. blokk 1992-ben végrehajtott második időszakos nyomáspróbáját – és ettől kezdve valamennyit - 16,4 MPa nyomáson lehetett elvégezni.

A próbanyomás érték csökkentése mellett felsorakoztatott érvrendszerünkben jelentős szerepet kaptak azok a kiegészítő vizsgálatok, amelyeket azért javasoltunk végrehajtani ill. rendszeressé tenni, hogy a reaktortartályok állapotáról a nyomáspróba alatt megfelelő információ álljon rendelkezésünkre. Ezek közül a legfontosabb a tárolt energiából irreverzibilis folyamatok lejátszódása által kiváltott akusztikus emisszió vizsgálata volt. Az akusztikus emisszió fő forrásai a szerkezeti anyag azon inhomogenitásai (mikrorepedések, hegesztési kötéshibák, nemfémes zárványok), amelyek a terhelés hatására növekedésnek indulhatnak és növekedésük akusztikus impulzusok kibocsátásával jár együtt.

A vizsgálatot a reaktortartály két leginkább igénybevett tartományára terjesztettük ki: a járulékos feszültségekkel terhelt csomópontokra és az aktív zóna magasságában elhelyezkedő, intenzív neutron fluxusnak kitett 5/6 jelű hegesztési varrat környezetére. A telepített rendszer alkalmas volt a nyomáspróba alatt jelentkező akusztikus események lokalizálásra is. Figyelembe véve azt, hogy kritikusan aktív, vagy intenzív hangforrások helyét még bizonyos lokalizációs korlátok esetén is jól meg lehet határozni, az észlelt akusztikus események közül ki lehetett szűrni a rugalmas alakváltozás akusztikus emissziós aktivitását és a nyomáspróba

végrehajtásából eredő zajokat. A **35. ábra** példaként a 3. blokk reaktortartályán 1997-ben 16,4 MPa próbanyomáson végrehajtott nyomáspróba során észlelt, 36 dB-nél nagyobb amplitúdójú, lokalizált eseményeket mutatja. Látható, hogy az akusztikus emissziós aktivitás leáll a nyomástartás és a nyomáscsökkentés idején, amiből arra lehet következtetni, hogy a vizsgált rendszer megfigyelt zónája nem tartalmaz kritikusan aktív akusztikus emissziós forrást. A kép jellemző a többi tartályra és nyomáspróbára is. A kezdeti vizsgálatokról részletesebben információ található a következő hivatkozásokban (Pellionisz et al. 1989a, 1989b).



**35. ábra.** Nyomáslefutás és lokalizált akusztikus események az idő függvényében

A 3. és 4. blokk reaktortartályán az első időszakos nyomáspróba alatt nyúlásmérő bélyeges feszültségmérést végeztünk. A reaktortartály fedelén, valamint az egyik melegági csomak környezetében helyeztünk el nyúlás- és hőmérsékletmérő bélyegeket és a nyomáspróba során rögzítettük a feszültség- és hőmérsékletváltozást. A legnagyobb húzófeszültséget a 19,12 MPa próbanyomáson a csomak függőleges metszetében a reaktortartály és a főkerintető vezeték íves átmeneti részén mértük. A hőmérsékletmérő bélyeg jelzései alapján megállapítható volt, hogy a reaktortartály falhőmérséklete állandó volt a nyomáspróba alatt, a 12 MPa feletti nyomáson tartózkodás ideje alatt a mérési helyen a hőmérséklet változása kisebb volt, mint 0,1 °C. A mérési eredmények alapján megállapítható volt, hogy a mérési pontokban a feszültség a *Hooke* törvénnyel leírható lineáris szakaszban maradt, tehát maradékalakváltozás nem lépett fel, részleteket lásd (Trampus 1991).

## 8.5. Sugárkárosodás felügyeleti program

### 8.5.1. Eredeti felügyeleti program

Minden reaktortartályba hat felügyeleti próbatest készletet helyeztek el, amelyek kivételének ütemezését és sorrendjét a **4. táblázat** mutatja (a készletek számozása 1-től 6-ig terjed). A próbatest készletek kivételének bemutatott ütemezése eltér a szállító által javasolt, hosszabb időtartamra elnyújtott ütemezéstől. Ennek oka a próbatest készletek és a tartályfal egymáshoz viszonyított kedvezőtlen elhelyezkedése volt. A próbatestek maximális sugárterhelésű pozíciója és a tartályfal belső felületének maximális terhelésű pontja közötti – gyorsneutron fluxussal vagy *dpa* gyakorisággal kifejezett - átszámítási tényező (*Lead Factor*, *LF*) értéke  $LF = 11,7$ . A lead-faktornak az 5/6 jelű varratra korrigált értéke – figyelembe véve a *Charpy* próbatestek axiális pozícióját a besugárzó csatornában -  $LF_{5/6} = 17,7$ -re adódott. Ez az érték olyan nagy, hogy a négy üzemévnél tovább reaktorban hagyott próbatestek előrejelzése jóval túlmutatott volna a műszakilag lehetséges üzemidőn. Reaktoronként egy - termikus öregedés ellenőrző próbatesteket is tartalmazó - készletet további döntésig a reaktorban hagyunk (1-es számú készlet). A próbatestek vizsgálatát az atomerőműben létesített melegkamrasoron végeztük el.

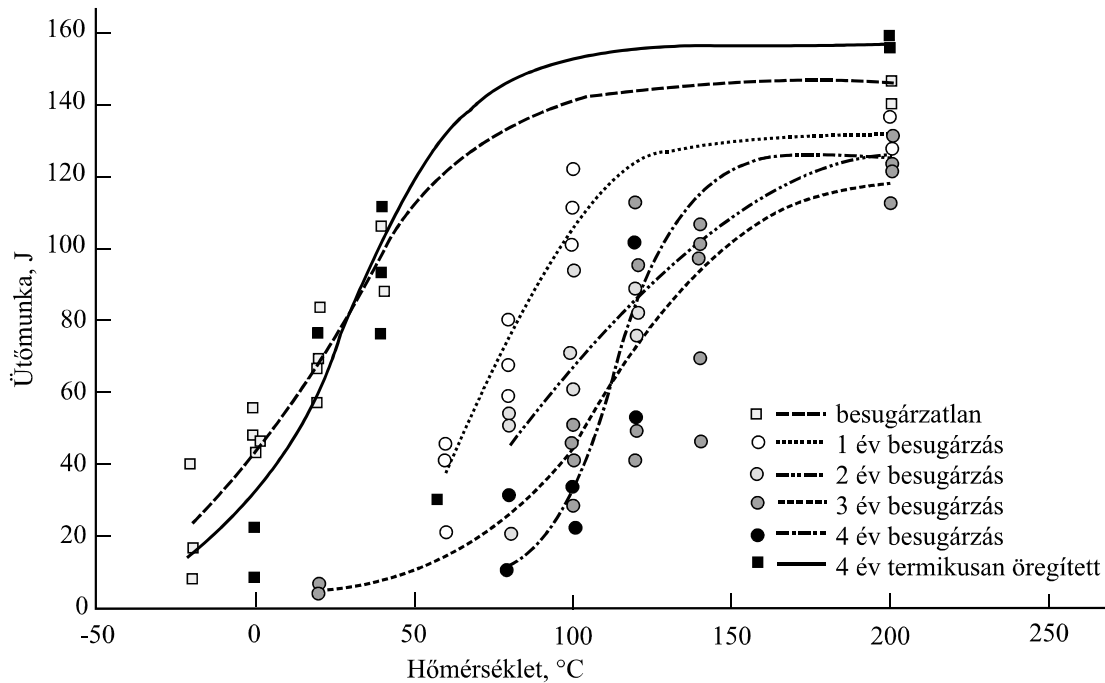
**4. táblázat.** Az eredeti próbatest készletek kivételi sorrendje

Blokk	1984	1985	1986	1987	1988	1989	1990	1991
1.	2	3	5, 6	4				
2.		2	3, 5	6	4			
3.				2	3, 5	6	4	
4.					2	3, 5	6	4

Szakító-, műszerezett ütvehajlító és statikus törésmechanikai (hárompontos hajlító) vizsgálatokat végeztünk a varratfémről, alapanyagból ill. hőhatásövezetből kimunkált próbatesteken, az eredmények összefoglalását lásd pl. (Oszvald and Trampus 1993). A szerkezeti integritás értékelésének hipotézise megegyezett a 6.2. fejezetben ismertetett, nemzetközileg elfogadott módszerrel: a  $K_{Ic}$  statikus törési szívósság neutron sugárzás okozta változását azonosnak tételeztük fel a *Charpy* ütvehajlító vizsgálattal meghatározott  $T_k$  szívós-rideg átmeneti hőmérséklet eltolódásával. A vizsgálathoz V-bemetszésű próbatesteket használtunk és mértük az ütőmunkát (*KCV*), az oldalirányú expanziót (*EXP*) és a szívós töretfelület hányadot (*SZT*). A terhelés-idő diagramból kiszámoltuk a dinamikus folyáshatárt ( $R_{eD}$ ). Az ütvehajlító vizsgálatok eredményét az alábbi függvénnyel közelítettük:

$$KCV, EXP, SZT = A + B \tanh\left(\frac{T - T_0}{C}\right), \quad (13)$$

ahol  $A$ ,  $B$ ,  $C$  és  $T_0$  állandók,  $T$  a vizsgálat hőmérséklete. A függvényből a maximális ütőmunkát, továbbá a 41 J, 47 J és 66 J ütőmunka, a 0,9 mm oldalirányú expanzió, valamint az 50 % szívós töretfelület hányad értékhez tartozó átmeneti hőmérsékleteket határoztuk meg. A 41 J, 47 J és 66 J ütőmunkához, valamint a 0,9 mm expanzióhoz tartozó átmeneti hőmérséklet eltolódás általában megközelítőleg azonos értékű volt, míg az 50 % szívós töretfelület kritériumhoz tartozó értékek ezektől némileg nagyobbra adódtak és ezen utóbbi eredmények szórása megnőtt. A **36. ábra** példaként az 1. blokk reaktortartály varratfém ütőmunka-hőmérséklet görbéit mutatja be (Trampus 1990).

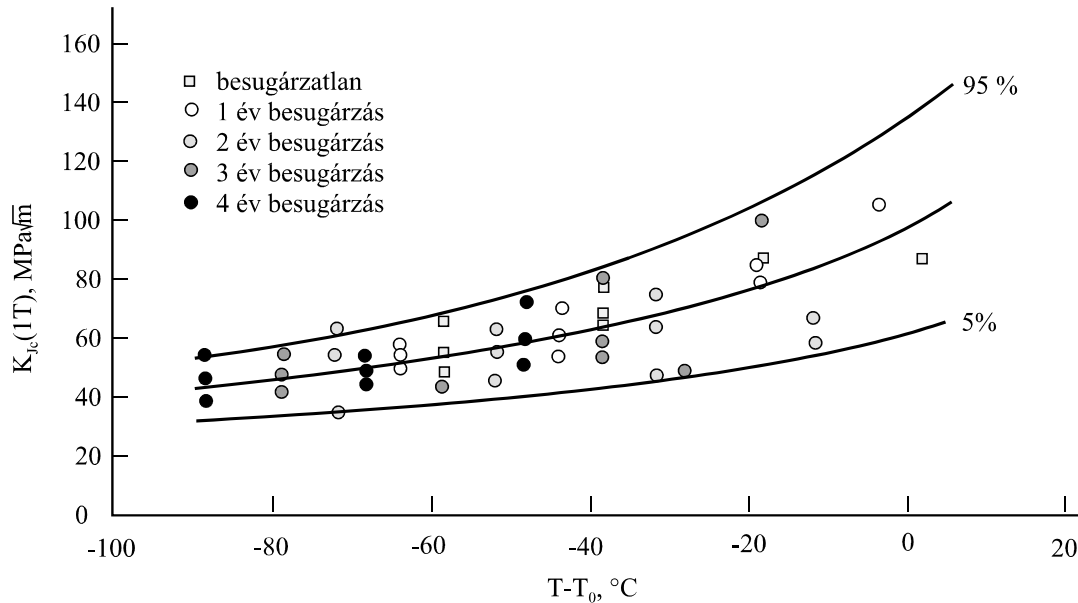


**36. ábra.** Ütőmunka-hőmérséklet görbék (Paksi Atomerőmű 1. blokk, varratfém)

Érvényes statikus törési szívósság értékeket kizárólag a varratfém esetében kaptunk. A  $100 \text{ MPa}\sqrt{\text{m}}$  értékhez tartozó átmeneti hőmérséklet eltolódás ( $\Delta T_{k100\text{MPa}\sqrt{\text{m}}}$ ) valamivel nagyobbra adódott, mint a  $\Delta T_{k41\text{J}}$  értéke, továbbá a törésmechanikai próbatestek tartályon belüli axiális pozíciójából adódó inhomogén neutron fluxus miatt az eredmények szórása is nagyobb volt.

A törésmechanikai eredményeket később felhasználták a mestergörbe módszer szerinti újraértékelésre. *Oszvald és Gillemot* azt találta, hogy a paksi reaktortartályok varratfémének alsó hőmérséklet tartományában a mestergörbe módszer alkalmazható, a statikus törési szívósság eltolódása általában nagyobb, mint az ütvehajlító vizsgálatból kapott érték és a mérathatás figyelembe vételével kapott  $T_0$  értéke hasonló a *Charpy* ütvehajlító vizsgálat eredményei alapján tett  $T_k$  előrejelzéshez (Oszvald and Gillemot 2001). Ez az eredmény

lényegében megegyezik az (Oszvald and Trampus 1993) hivatkozásban a  $\Delta T_{k100MPa\sqrt{m}}$  és a  $\Delta T_{k41J}$  közötti közelítő megegyezésre kapott eredménnyel. A **37. ábra** az 1. blokk reaktortartály varratfém eredményekre illesztett mestergörbét mutatja be, a mérési eredmények egy kivételével az 5 és 95 % törési valószínűséghez tartozó görbék közötti tartományba esnek.



**37. ábra.** Mestergörbe a Paksi Atomerőmű 1. blokk varratfém eredményeire alkalmazva

A sugárkárosodást ellenőrző próbatest készletben elhelyezett neutron indikátorok vizsgálata adja a neutron spektrumot, és ebből számítható a kívánt besugárzási paraméter. Ezt az értéket át kell számolni a tartályfal belső felületére az átszámítási tényező (*Lead Factor*) segítségével. A számítást a HEXAN-EVALU (VVER reaktortartály fluencia számításra háromdimenziós, Monte Carlo módszer alapú) programrendszer segítségével (Lux 1983) végezték el mind a *dpa*-sűrűségekre mind az  $E > 0,5$  MeV neutron fluxusra. A két számítás végeredménye hibahatáron belül megegyezett (Zsolnay 1991).

Amennyiben elfogadjuk, hogy az effektív üzemnapok száma a későbbi üzemeltetési kampányok során megegyezik a próbatestek besugárzása alatti kampányok üzemnapjainak számával, akkor azt mondhatjuk, hogy az első üzemév után kivett és megvizsgált próbatestek eredményei a 11,7 évre vonatkozó eredményt prognosztizálják. Ahogy korábban már utaltunk rá, a reaktortartály zóna övben elhelyezkedő 5/6 jelű hegesztési varratot a maximális fluxusnak csak 66-68 %-a terheli. Ezért az 5/6 jelű varratra érvényes *Lead Factor* értéke  $LF_{5/6} = 17,7$ .

### 8.5.2. Kiegészítő felügyeleti program

A vizsgálatok és értékelésük a sugárkárosodást ellenőrző program több gyenge pontjára világítottak rá (Trampus and Rónaky 1990). A hőmérséklet ellenőrzés módszerének elvi korlátai nem tették lehetővé a besugárzási hőmérséklet pontos meghatározását. A próbatestek besugárzási hőmérséklete - nem megfelelő próbatest tokozás okozta rossz hőelvezetés következtében - viszont magasabb lehetett, mint a tartályfal hőmérséklete (~265 °C). Ugyancsak bizonytalanságok terhelték a fluxus mérését, mert az indikátorok excentrikus elhelyezkedése ill. az indikátorokat tartalmazó tokok esetleges ellenőrizetlen szabad forgása következtében előállott önárnyékolás megnövelte az eredmények szórását. Az átszámítási tényező ( $LF$ ) szokatlanul magas értéke további elvi bizonytalanság forrása volt.

Mindezek kiküszöbölésére, továbbá kihasználva a VVER-440 reaktorok azon adottságát, hogy a kivett próbatest készletek helyére újak helyezhetők el, egy kiegészítő sugárkárosodás felügyeleti programot terveztünk (Gillemot et al. 1993). Ennek az „új hazai sugárkárosodás ellenőrző program”-nak a célja négyéves időszakonként végzett vizsgálatokkal annak ellenőrzése volt, hogy a tartályfal sugárkárosodás kinetikája azonos-e az első négy üzemév után elvégzett vizsgálatok eredményével vagy eltér-e attól, és ha igen, akkor milyen mértékben.

A kiegészítő felügyeleti programban az ütvehajlító és szakító próbatestek számát a tervezési élettartam és, ahogyan említettük, négyévenkénti próbatest kivétel figyelembe vételével határoztuk meg, mivel korlátozott mennyiségű anyag állt rendelkezésünkre. A próbatestek készítéséhez a null-állapot felvétele során elütött *Charpy* próbatest feleket, egy névlegesen azonos acélból készült reaktortartály övzóna darabot, valamint az *IAEA* által ajánlott referencia anyagot használtunk. A készlet összeállítása során arra törekedtünk, hogy a próbatesteket a zóna azon magasságával szemben helyezzük el, ahol a fluxus a legnagyobb és egyenletes. A neutron indikátorokat a tokok tengelyében helyeztük el, továbbá a besugárzási hőmérséklet meghatározásához olvadó monitoranyagokat használtunk. Időközben, nemzetközi együttműködésben végrehajtott kísérletek eredményeként kiderült, hogy a VVER-440 reaktortartályok felügyeleti próbatesteinek besugárzási hőmérséklete  $T_{bes} \approx 269$  °C, és mivel a hűtővíz belépő hőmérséklete  $T_{be} = 265$  °C, nincs szükség hőmérséklet korrekcióra (Ballesteros et al. 2003b). A kiegészítő felügyeleti program eddig elvégzett és kiértékelte vizsgálatainak eredményei nem mutattak érdemi eltérést az eredeti sugárkárosodás ellenőrző program eredményeitől, ami egyúttal az eddigi élettartambecslés helyességét erősítette meg (Oszvald et al. 1995). A vizsgálati eredmények egy része még kiértékelésre vár.

A közelmúltban megtörtént a dozimetriai mérések újraértékelése, és a neutron transzport számítások megismétlése egy továbbfejlesztett modell alapján (Hordósy and Hegyi 2005). Az eredmények azt igazolták, hogy az új mérés kiértékelési módszer jelentős csökkenést eredményezett a reaktortartály felügyeleti pozícióban nyert reaktordozimetriai eredmények bizonytalanságában. Az egyes besugárzó tokokban elhelyezett próbatest párok által elszennvedett gyorsneutron expozíció bizonytalanságát a korábbi – a szállító által tervezett és kialakított reaktortartály felügyeleti program hiányosságai miatt fellépő – 30-40 %-ról 10 % alá csökkentették (Zsolnay et al 2005).

## 8.6. Időszakos roncsolásmentes vizsgálatok

A nyugati típusú nyomottvizes atomerőművek reaktortartályainak időszakos roncsolásmentes vizsgálatát hagyományosan a belső felület felől végzik.<sup>22</sup> Ezzel szemben, a VVER-440/V-213 típusú atomerőművekben, így a Paksi Atomerőmű valamennyi egységén is, telepítésre került a reaktortartály kívülről történő gépesített ultrahangos vizsgálatára alkalmas berendezés (USZK-213). Ennek néhány vizsgálattechnikai paramétere (pl. az ultrahangos vizsgálófejek tandem elrendezése és a longitudinális-transzverzális hullámátalakulás előnyeinek kihasználása) mindenképpen figyelmet érdemel, de a berendezés érzékenysége, bizonyos hegesztési varratoknak a geometriai viszonyokból adódóan korlátozott terjedelmű vizsgálhatósága (az alsó csonk- és hengeres rész közötti körvarrat ill. a csonkvarratok), a korszerű adatfeldolgozás hiánya, továbbá üzembiztonsági (ismételt koordinátára állási) problémák igen hamar más megoldás irányába indítottak bennünket. Egyrésztől végrehajtottuk az USZK-213 rendszer műszaki rekonstrukcióját, másrésztől bevezettük a reaktortartályok belső felület felőli ultrahangos vizsgálatát a négyévenkénti – teljes zónakirakással járó – főjavítások időszakában.

E kétirányú tevékenységnek (a külső vizsgáló rendszer fejlesztésének és a belső felület felől történő vizsgálat bevezetésének) az volt a magyarázata, hogy hosszú távon olyan vizsgálati stratégiát tűztünk ki célul, amelyben a külső és a belső vizsgálat előnyei kiegészíthetik egymást, és a kettő együtt biztosíthatja a reaktortartály megbízható vizsgálatát. Mindkét vizsgálatnak vannak előnyei, például a hibakimutathatósági érzékenységet, a teljes vizsgálhatóságot, a főjavításba való beilleszthetőséget vagy a vizsgáló személyzet sugárterhelésének csökkentését tekintve. Azt, hogy a tartály egyik vagy másik tartományának vizsgálatát a külső vagy a belső felület felől hajtják végre, azt a vizsgálat teljesítőképességének minősítés útján történő meghatározásával célszerű eldönteni. A két rendszer kombinációja, **38. ábra**, lehetőséget ad a vizsgálati ciklusidők optimalizálására is. A koncepció helyességét az idő igazolta: a VVER-440 atomerőművek többsége, valamint VVER-1000 erőművek követték a Paksi Atomerőmű által elsőként végrehajtott vizsgálatkorszerűsítést (Trampus 2002).

Az USZK-213 vizsgáló rendszer továbbfejlesztése több lépésben történt. A fejlesztés első szakasza - kizárólag a külső rendszerre koncentrálva - egy megnövekedett érzékenységgű, a vizsgálati adatok gyűjtését, tárolását és kiértékelését magas színvonalon lehetővé tevő berendezést eredményezett, amelyről több helyen beszámoltunk, lásd pl. (Trampus 1992, 1993). A második fejlesztési szakaszban megtörtént a külső rendszer összhangba hozása a belsővel, ami elsősorban az alkalmazott ultrahangos technikát, adatgyűjtés és kiértékelés egységes módszerét és közös vezérlő rendszer alkalmazását jelentette. A hagyományos ultrahangos technikát felváltotta a fázisvezérelt vizsgálófejek alkalmazása (Pinczés et al. 2000).

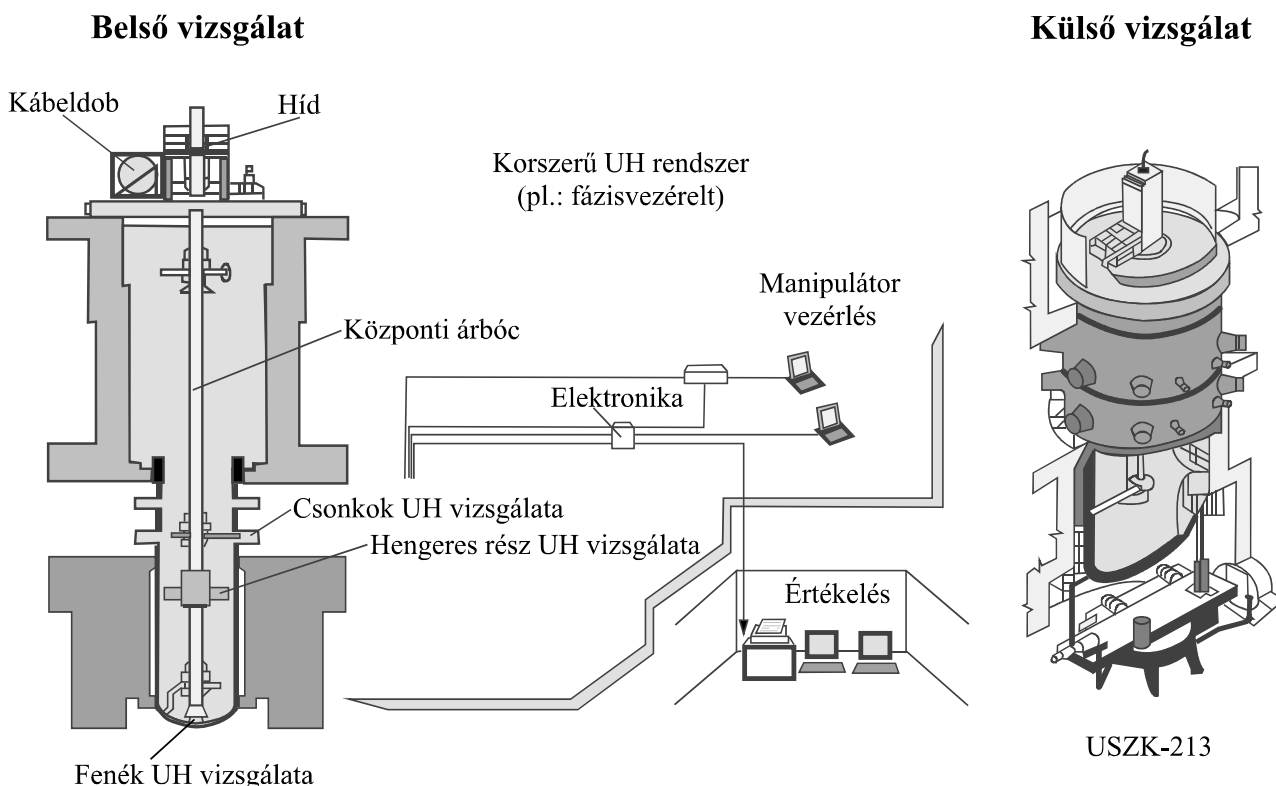
A következő lépés a roncsolásmentes vizsgálatok megbízhatóságának növelése terén a vizsgáló rendszerek minősítésének bevezetése, amely tevékenység nagy lendülettel halad a világban és már elindult hazánkban is (Trampus 1999). Ennek filozófiája abban van, hogy nem ragaszkodik egy szabályzatban meghatározott vizsgálati eljáráshoz, hanem elméleti és gyakorlati bizonyítékokkal kell igazolni, hogy a vizsgáló rendszer képes a vizsgálati feladat elvégzésére valóságos környezetben. Nemzetközi tapasztalatok azt mutatják, hogy a reaktortartály

---

<sup>22</sup> Kivétel ez alól a francia-német együttműködésben tervezett európai nyomottvizes reaktor (*European Pressurized Reactor, EPR*), ahol a reaktortartály vizsgálatát kívülről tervezik végezni.



roncsolásmentes vizsgálata minden esetben a legkiemeltebb figyelmet kívánja, ezért a vizsgálat minősítése elengedhetetlen. Ezt a jelenleg felívelő pályán lévő hazai minősítési tevékenység is követi (Somogyi and Szabó 2003).



**38. ábra.** Reaktortartály belső és külső ultrahangos vizsgálata

A reaktortartályok belülről történő ultrahangos vizsgálatát – megfelelő hazai vizsgáló kapacitás hiányában – az erőmű külföldi vizsgáló szervezettel végezteti. A hatóság vonatkozó állásfoglalását szem előtt tartva, a vizsgálatához ma már csak minősített technológia alkalmazható. Miután egy minősítési eljárás hosszadalmas és költséges, lehetőség volt a külföldi cég minősítési eredményeinek hasznosítására egy egyszerűsített minősítési eljárás keretében. Külföldi minősítés eredményeinek az átvételére nem sok nemzetközi példa van, ezért kidolgoztuk az egyszerűsített minősítési eljárás elveit. Ennek lényege abban áll, hogy a másik országban végrehajtott minősítés eredményének értékelése és a vizsgálat lényeges paramétereinek a Paksi Atomerőmű reaktortartályai vizsgálatának lényeges paramétereivel történő összehasonlító elemzése képezi az eljárás legfontosabb részét (Trampus et al. 2005). Az eljárást úgy az erőmű, mint a hatóság elfogadta, és alkalmazza.

## 8.7. Törésmechanikai elemzés

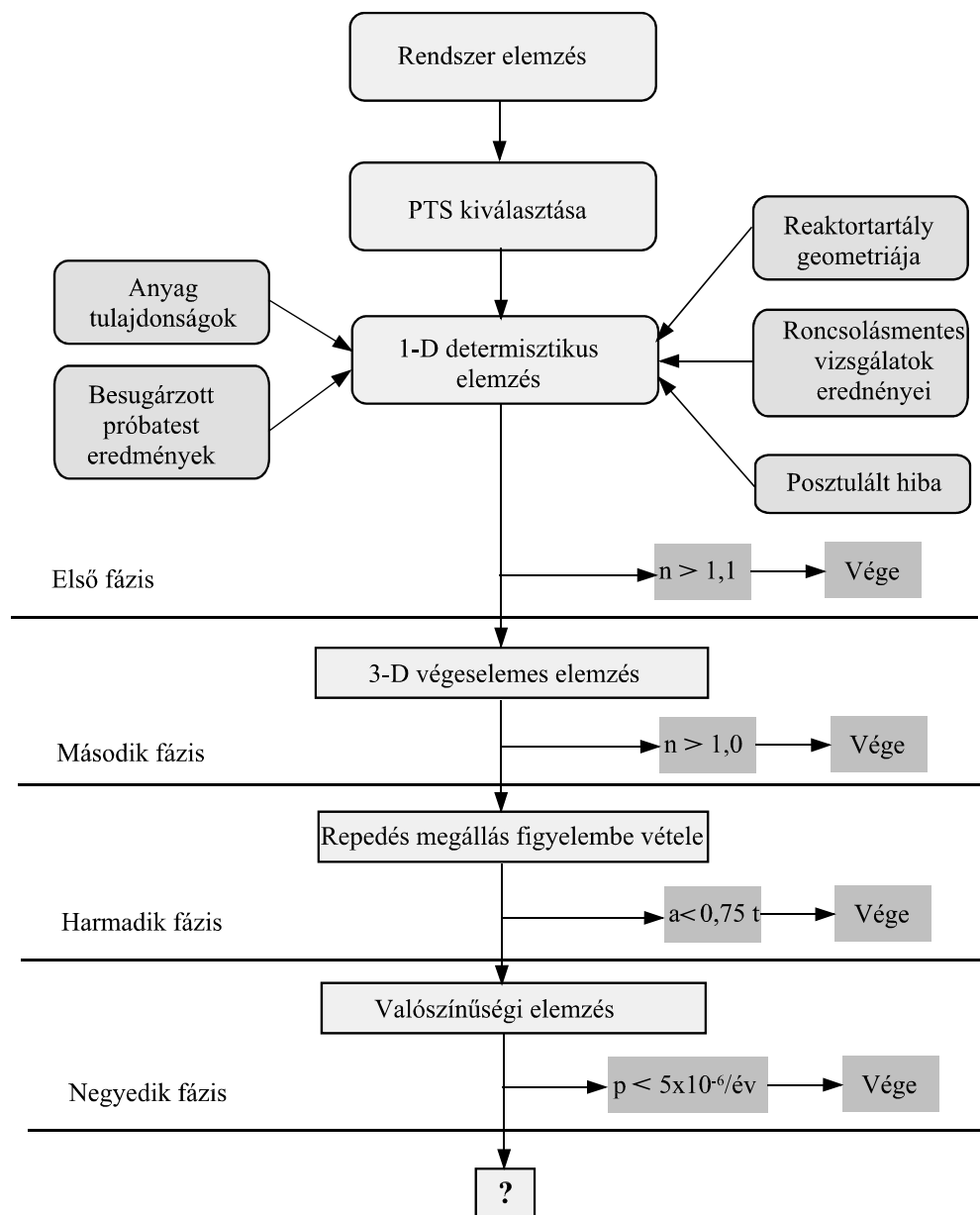
### 8.7.1. Zóna öv elemzése

A paksi reaktortartályok zóna öve töréssel szembeni biztonságának megítéléséhez az első próbatest készlet 1984-ben történt kivételével, vizsgálatával és értékelésével kezdődően végeztünk törésmechanikai ellenőrzést. Az első időszakban egy, a VVER atomerőművekre érvényes nemzetközi előírásban található (Interatomenergo 1983), majd a szovjet szabvány (PNAE 1990) megjelenése után az abban ajánlott referencia görbét használtuk. Az ellenőrzést mind a feltételezett repedésre mind pedig az időszakos roncsolásmentes anyagvizsgálattal talált folytonossági hiányokra elvégeztük. Miután a ZÜHR betáplálás azimutálisan nem egyenletes, ami járulékos hajlító feszültségeket hoz létre a tartály falában, ezért a számítást axiális és tangenciális elhelyezkedésű feltételezett repedésre is elvégeztük. A termohidraulikai viszonyokat különböző hőátadási peremfeltételek figyelembe vételével számoltuk. Feltételezett üzemzavarok sorozatának elemzése után azt találtuk, hogy a térfogatkiegyenlítő rendszer biztonsági szelepének nyitás utáni fennakadása, majd azt követő zárása jelenti a legkíméletlenebb igénybevételt a reaktortartály ridegtörése szempontjából.

A törésmechanikai ellenőrzést eleinte analitikus és numerikus módszer kombinációjával végeztük, hazai fejlesztésű végeselemes programok felhasználásával (Szabolcs 1991). A 90-es évek első felében, az atomerőmű biztonságának korszerű módszerekkel történő újraértékelése során (*Advanced and Generally New Evaluation of Safety, AGNES projekt*) az elemzéseket nemzetközileg verifikált kódokkal megismételték (AGNES 1994). Ekkor magán az esemény figyelembe vételén túlmenően a téves operátori beavatkozások (emberi tényező) következményeit is figyelembe vették. A PTS törésmechanikai elemzésének AGNES projekt szerinti folyamatábráját mutatja be a **39. ábra** (Elter et al. 1997). Időközben megtörtént a PTS elemzés módszertani továbbfejlesztése, figyelembe véve a nemzetközi fejlesztési irányokat és az érvényes kódok hiányosságait (Fekete 2001), és jelenleg folyik a PTS elemzések megismétlése.

Az elemzések során az (5) egyenlettel kifejezett egyenlőtlenség alapján azt vizsgáltuk, hogy a biztonsági tényező minimuma ( $n_{\min}$ ) a feltételezett üzemzavari tranziens lefolyása alatt hogyan alakult. Az egyenlőtlenséget a következő egyenlet fejezi ki:

$$n_{\min} = \frac{K_{Ic}}{K_I} > 1. \quad (14)$$

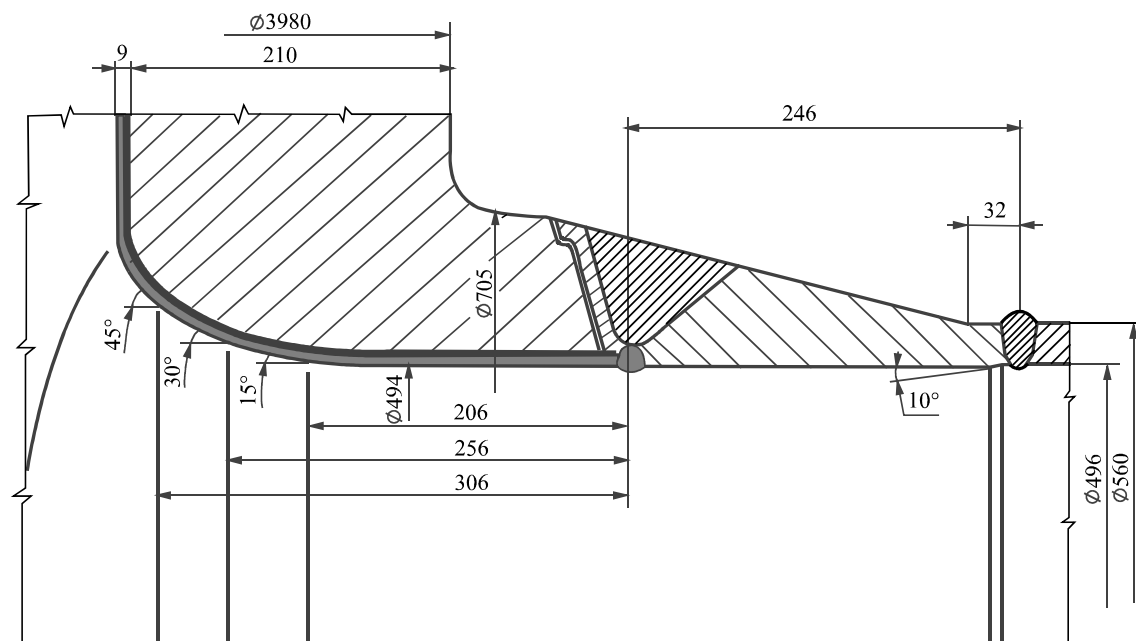


**39. ábra.** PTS elemzés folyamatábrája az AGNES projektben (Elter et al. 1997)

### 8.7.2. Csonkzóna elemzése

A reaktor csonkzónája nincs kitéve neutron besugárzásnak, mégis az övzóna után a tartály másik, kitüntetett figyelmet igénylő része, **40. ábra**. Egyrészt a csonkok által gyengített területeken a falban ébredő feszültségek lényegesen magasabbak a zavartalan helyekhez képest, másrészt a csonk és a csonktoldal közötti heterogén (ferrites-ausztenites szövetszerkezetű), valamint a csonktoldatot és a főkeringtető vezetéket egyesítő helyszíni (az ideálist nem megközelítő körülmények között készült) ausztenites hegesztési varrat folytonossági hiányok

kiinduló helye lehet. Növeli a kiemelt figyelem szükségességét az is, hogy a heterogén szerkezetű hegesztési varrat roncsolásmentes vizsgálata nem mentes a nehézségektől. Az elemzést a Nemzetközi Atomenergia Ügynökség koordinált kutatási programja keretében végeztük el (Trampus 1995, IAEA 1997). Az elemzés során a következő károsodási mechanizmusokat vettük figyelembe: ridegtörés, fáradás és szivárgás törés előtt (*LBB*).



**40. ábra.** Reaktorcsonk keresztmetszete

A *ridegtörés* kialakulásához vezető körülményeket az átmeneti hegesztett kötésben feltételeztük: az esetlegesen jelenlévő martenzites szövetszerkezet ill. primer karbidok alacsony szívósságot idézhetnek elő; az üzemzavari hűtés hűtőközegének rétegződése következtében járulékos hőfeszültségek ébredhetnek az anyagban; valamint kedvezőtlen elhelyezkedésű repedésjellegű folytonossági hiány lehet a varrat alacsony szívósságú átmeneti zónájában. A három feltétel együttesen igen kis valószínűséggel fordul elő, ezért azt feltételeztük, hogy az anyag ütőmunkája 20 °C-on  $KCV < 45$  J, a ZÜHR hűtőközeg hőmérséklete 20 °C és 8 mm mély (+ 9 mm plattírozás) kerületirányú fél-elliptikus repedés található a ferrites és ausztenites szövetszerkezet határán. Az elemzés eredménye azt mutatta, hogy a heterogén hegesztési varrat ridegtöréssel szembeni biztonságát tekintve elegendő tartalék áll rendelkezésre. Hasonló eredményre jutott Devaux et al. azonos méretű feltételezett repedés és szigorúbb peremfeltételek figyelembe vételével, miután – a koordinált kutatás elemzésével ellentétben – a gyártás során keletkezett maradó feszültségeket is figyelembe vették (Devaux et al. 2000).

A *fáradás* ellenőrzéséhez a csomagtartó belső íves átmenetén, a plattírozáson átmenő, felületi fél-elliptikus repedést tételeztünk fel és a tartály által elszenvedett tényleges terhelési ciklusokat vettük figyelembe. Az elemzés eredménye szerint az íves átmenet legjobban terhelt részén elhelyezkedő repedés esetén is a halmozódó károsodás tényezője biztonsággal 1 alatt maradt a tervezési élettartam végén.

Az *LBB* analízist a csomagtartó és a főkeret között elhelyezkedő ausztenites szövetszerkezetű varratra végeztük el, figyelembe véve az üzemi terhelésen túlmenően az erőmű biztonságos leállításához hozzárendelt potenciális földrengés okozta terhelést is (*Safe Shutdown Earthquake, SSE*). Ebben az esetben is feltételeztünk repedésből indultunk ki, aminek méretét az időszakos roncsolásmentes vizsgálatok során megengedett repedésmérettel megegyezőnek tételeztünk fel és a repedésnövekedéshez a kifáradás ellenőrzéséhez használt terhelés történetet szolgált alapul. A megengedett szivárgó repedésméret meghatározásához az atomerőműben telepített szivárgásellenőrző rendszer érzékenységét vettük figyelembe. Az eredmény csak abban az esetben nem volt kielégítő, amikor az *SSE* terhelést szélsőségesen nagy, talajszintre érvényes vízszintes gyorsulást (0,35 g) feltételezve számoltuk. Miután ezt az értéket a későbbi elemzések tükrében irreálisnak tekintettük (Marosi and Meskó 1997), az eredmény ebben az esetben is elfogadható.

## 8.8. Független szakmai felügyelet

A reaktortartály töréssel szembeni biztonságával kapcsolatos vizsgálati és értékelési tevékenység több tudományterület széleskörű ismeretét és eredményeinek integrálását igényli. Ezen területek közül a legfontosabbak a következők: anyagtudomány és technológia, szilárdságtan, törésmechanika, termohidraulika, neutronfizika és valószínűségi kockázatelemzés. Ebből következően az integritás elemzése interdiszciplináris ismereteket és megközelítésmódot követelt meg. A VVER-440 típusú reaktorra vonatkozó vizsgálati és értékelési módszerek ill. az elfogadás kritériumai nem egyenértékűek a nyugati reaktorok esetében alkalmazott módszerekkel ill. követelményekkel és intenzív kutatások tárgyát képezik mind a mai napig. Kielégítő elemzés ill. értékelés elvégzése némely esetben a szükséges adatok hiánya vagy elégtelensége miatt nehezen végrehajtható. A vizsgálatokat és az eredmények értékelését Magyarországon első ízben és „élés” körülmények között kellett elvégezni, ami a tévedés kizárására vagy minimális előfordulására való törekvés morális terhével járt együtt.

A felsorolt nehézségek ellensúlyozására a Paksi Atomerőmű – az első sugárkárosodás felügyeleti próbatest készletnek a reaktorból történt kivételét megelőzően – életre hívott egy független szakértő testületet. Ez a testület hazai intézetek vezető kutatóiból és tudósaiból állt és az volt a feladata, hogy tudományos felügyeletet gyakoroljon a paksi reaktortartályok szerkezeti integritásával kapcsolatos valamennyi vizsgálati és értékelési tevékenység fölött, tanácsadói szerepet töltsön be a nukleáris biztonságtechnikai hatósággal, valamint a reaktor főkonstruktőrével és szállítójával folytatott szakmai vitákban és hozzájáruljon a reaktorbiztonság területén a vonatkozó hazai kutatási irányok kijelöléséhez. Megalakulásától a

90-es évek közepéig (tíz éven keresztül) az értekezés szerzője irányította a szakértő testület munkáját<sup>23</sup>.

## 8.9. Károsodás előrejelzése

A roncsolásmentes vizsgálatok és a sugárkárosodás ellenőrzés területek egyszer már megjelentek, mint a virtuális mélységi védelem „Élettartam kimerülés ellenőrzése” alappilléreinek elemei, de ahogyan utaltunk rá, ez nem mond ellent a koncepciónak. Ebben az alappilléren e vizsgálati területek tágabban értelmezendők és több – az előző pontban ismertetett és elsősorban a szabályzatokban előírt vizsgálatokon túlmutató – kiegészítő vizsgálatot is magukba foglalhatnak. E kiegészítő vizsgálatok célja lehet információk megszerzése és kiértékelése a reaktortartály élettartam kimerülési folyamatának az elfogadási határértékeket jóval megelőző időszakából, a folyamat esetleges anomáliáiról, ill. olyan kérdésekről, amelyek jobb megértése növelheti az élettartambecslés megbízhatóságát.

Az üzemi események monitorozása kapcsán elsősorban azoknak az eseményeknek a monitorozására kell figyelmet fordítani, amelyek valamilyen kapcsolatban lehetnek a reaktortartály szerkezeti integritásával. A reaktortartály övzóna utáni második kiemelt fontosságú tartománya – a csonkzóna – élettartam kimerüléséhez a különböző terhelési (nyomás, hőmérséklet) ciklusok előidézte anyagkifáradás vezethet. Nem szükséges külön magyarázat ahhoz, hogy bizonyos esetekben milyen értékes lehet más erőművek vonatkozó tapasztalatainak ismerete és az azokból levonható következtetések felhasználása.

A bevezetőben a mai kor atomerőművi technológiáját úgy jellemeztük, mint érett technológiát. Elvben mégis felmerülhet a kérdés, hogy a reaktortartály szerkezeti integritásának elemzése során, itt is elsősorban a károsodási mechanizmusokat illetően, elegendő mélységűek-e az ismereteink. Valóban arra koncentrálunk-e, ami ténylegesen az élettartam kimerülés folyamatát meghatározza és nem ér-e bennünket váratlan meglepetés (meghibásodás) korábban kevésbé figyelembe vett vagy figyelmen kívül hagyott károsodási mechanizmus eredményeként (Chapman 2002)? Ennek a gondolatnak felel meg a reaktortartály időszakos roncsolásmentes vizsgálatának az a koncepciója, hogy – annak ellenére, hogy a zóna övben a repedésterjedésnek igen kicsi a valószínűsége – a vizsgálattal szemben támasztott követelmények nem csökkennek.

---

<sup>23</sup> A Reaktor Szakértői Testület jelenleg a Paksi Atomerőmű blokkjai üzemidő hosszabbításával kapcsolatos műszaki előkészítő tevékenység egyik tanácsadó testülete. Vezetője 2003 óta ismét jelen értekezés szerzője.

## 9. A szerkezeti integritás hosszú távú biztosításának lehetőségei

Ez a fejezet a reaktortartály szerkezeti integritása hosszú távú biztosításának, azaz az atomerőművek üzemidő hosszabbításának az anyagtudomány kínálta lehetőségeit foglalja rendszerbe. Az atomerőművek élettartam gazdálkodása ill. üzemidő hosszabbítása egy lehetséges folyamatának főbb lépéseit mutatja be a **41. ábra**. A folyamat az élettartam gazdálkodásról hozott döntéssel kezdődik. Ezt a döntést előzetes műszaki elemzéseknek és részletes gazdasági számításoknak kell megalapozniuk, és ezek az elemzések jelölik ki az erőmű optimálisan megcélozható üzemidejét is, ami lehet a tervezési élettartam, de lehet annál hosszabb is (üzemidő hosszabbítás). A folyamat alapfeltétele (de legalábbis megkönnyíti azt), hogy az élettartam becsléséhez megfelelő műszaki eszközrendszer álljon rendelkezésre. A reaktortartály esetében a legfontosabb a sugárkárosodás ellenőrző program, a vizsgálati és értékelési módszerek, a neutron transzport számítási, a termohidraulikai és a törésmechanikai kódok, valamint a megbízható roncsolásmentes vizsgáló eszközök megléte és alkalmazása.

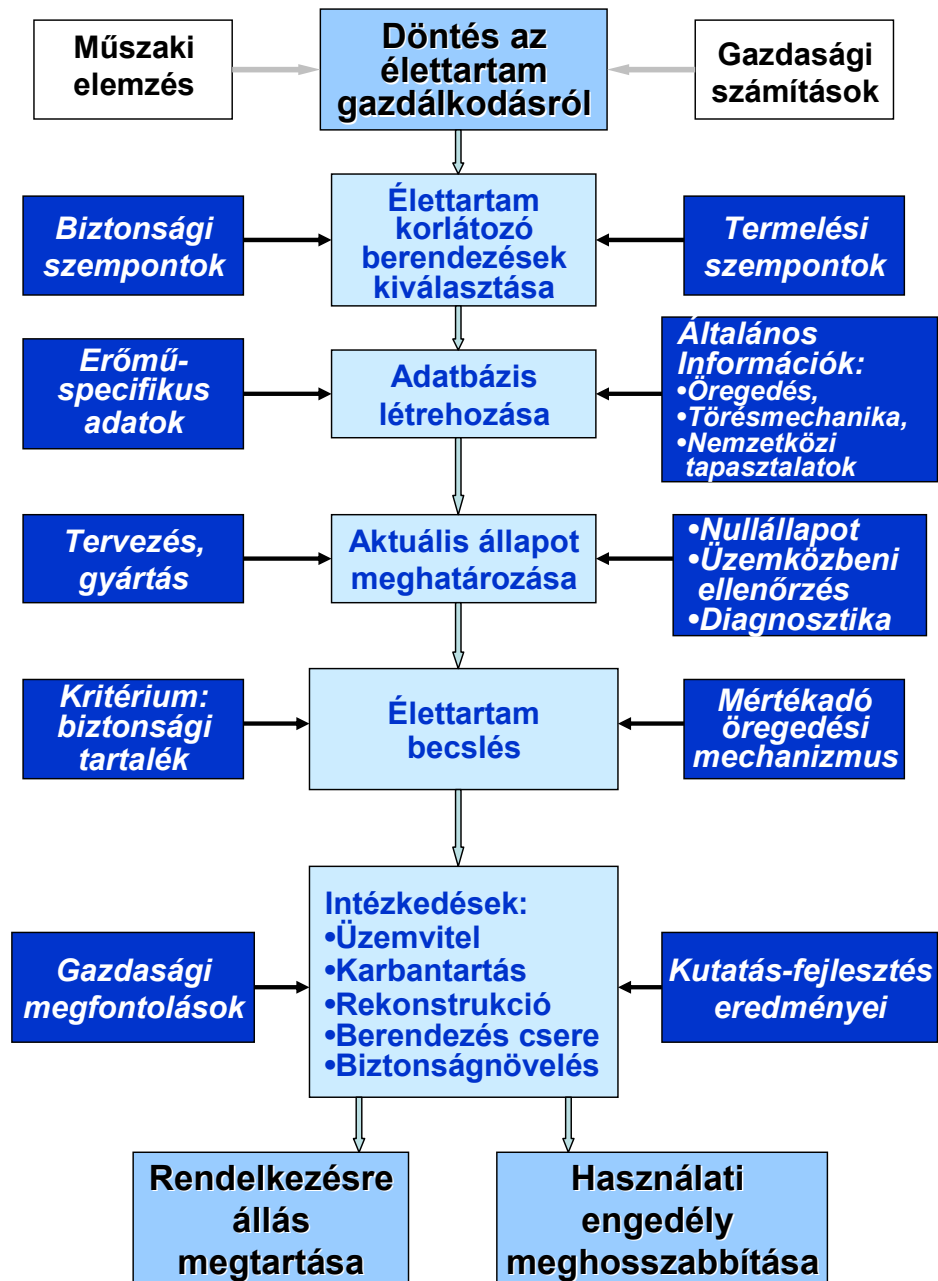
A döntést követi az élettartam szempontjából kritikus (az élettartamot korlátozó) berendezések, rendszerek kiválasztása. A kiválasztás legfontosabb szempontja a biztonság. Tapasztalatok alapján e berendezések a fővízkör nyomáshatároló berendezései közül kerülnek ki (reaktortartály, gőzfejlesztő), de kiemelt figyelmet kell szentelni a reaktor leállításához és leállított állapotban tartásához, ill. az esetleges súlyos üzemzavar következményeinek megakadályozásához, a radioaktív kibocsátás elkerüléséhez vagy mérsékléséhez szükséges berendezéseknek is (pl. villamos kábeleknek, a motoros működtetésű szelepeknek, a konténment szerkezetének és egyéb berendezéseknek). A nyomottvízes atomerőművek élettartam gazdálkodása szempontjából kritikus berendezések egy rangsorolt listáját foglalja össze az **5. táblázat**. A berendezések rangsora a biztonságon alapszik, de egyúttal figyelembe veszi a berendezés megbízhatósági (erőmű rendelkezésre állási) és költség szempontokat is (Shah and Macdonald 1993). A kiválasztott berendezések esetében részletes adatbázist hoznak létre és meghatározzák a berendezések tényleges állapotát. Mindezek alapján elvégezhető a berendezések „maradék” élettartamának becslése, majd a szükséges intézkedések megfogalmazása és bevezetése.<sup>24</sup> Miután a konkrét intézkedések gazdasági kihatása módosíthatja az előzetes gazdaságossági számítások eredményeit, ezért egy iterációs folyamat határozza meg a tényleges üzemidőt.

A **41. ábra** azt is tartalmazza, hogy élettartam gazdálkodásnak ill. üzemidő hosszabbításnak az előzőekben vázolt lépéseihez milyen információk szükségesek. Ezek az alábbiak:

- Erőmű-specifikus adatok (műszaki terv, műszaki üzemeltetési szabályzat, berendezések terhelés története, üzemeltetést megelőző és üzem közbeni időszakos roncsolásmentes vizsgálatok eredményei, stb.);
- Élettartam kimerülési folyamatokkal kapcsolatos általános ismeretek (károsodási mechanizmusok, tönkremeneteli határállapotok, stb.);
- Vizsgálattechnikai ismeretek (roncsolásmentes vizsgálati eljárások, diagnosztikai módszerek, besugárzott próbatetek rekonstrukciója, stb.);

<sup>24</sup> A „maradék” élettartam fogalom használata csak addig jogos, ameddig a becslés feltételeit állandónak tételezzük fel.

- Valószínűségi kockázatelemzési módszerek ismerete;
- Karbantartási, javítási (hegesztési) technológiai ismeretek;
- Az előzőek gazdasági hatásának ismerete.



41. ábra. Az élettartam gazdálkodás egy lehetséges folyamata



**5. táblázat.** Kritikus berendezések listája

Rangsor	Megnevezés
1	Reaktortartály
2	Konténment és alaplap
3	Főkeringtető vezetékek és reaktorcsonk toldatok
4	Gőzfejlesztő hőátadó csövek
5	Főkeringtető szivattyúk
6	Térfogatkiegyenlítő tartály
7	Szabályozó rúd hajtás mechanizmusok
8	Kábelek és csatlakozók
9	Diesel generátorok
10	Reaktor belső berendezések
11	Reaktortartály tartószerkezet
12	Tápvíz vezetékek, csonkok és gőzfejlesztő köpeny

A teljes folyamatért az atomerőmű tulajdonosa ill. üzemeltetője a felelős. A nukleáris biztonságtechnikai hatóság feladata a műszaki-biztonságtechnikai szabályok megalkotása a tervezési élettartamon túli üzemeltetés engedélyezéséhez, a biztonság igazolásának értékelése és – ezek alapján – döntéshozatal a használati engedély kiadásáról a tervezett üzemidőn túli üzemeltetés időszakára.

A **42. ábra** a reaktortartály üzemidejének alakulásával kapcsolatos elvi összefüggéseket mutatja be. A vízszintes koordinátán a naptári idő (élettartam, üzemidő), a függőleges koordinátán egy adott berendezés állapotát jellemző paraméterek találhatók. Ha egy harmadik koordinátatengelyen az összes szóba jöhető aktív anyagkárosodási mechanizmust ábrázolnánk, akkor egy térbeli ábrát kapnánk. A **42. ábrát** felfoghatjuk úgy, mint ennek a térbeli ábrának a tönkremenetel szempontjából legfontosabb metszetét. A **43. ábra** – összhangban a **42. ábrával** - a reaktortartály élettartam kimerüléséért első helyen felelős igénybevételt leíró paraméter, a  $K_I$  feszültségintenzitási tényező és a hozzátartozó anyagjellemző, azaz a  $K_{Ic}$  ( $K_{Ic}$ ) törési szívósság változását szemlélteti.

A két ábrából látható, hogy a kezdeti biztonsági tartalék az üzemidő előre haladtával folyamatosan csökken, aminek oka alapvetően a reaktortartály szerkezeti anyagainak sugárkárosodás okozta elridegedése és szívósság vesztese. A biztonsági tartalék csökkenésének egy másik oka lehet az igénybevételi paraméter növekedése, amit eredményezhet például a reaktor teljesítményének növelése. Az aktuális biztonsági tartalék nagysága - a biztonsági követelmények változása (szigorodása) eredményeként - az üzemelés folyamán növekedhet is. Az igénybevétel, az élettartam kimerülési folyamat kinetikája és a biztonsági tartalék ismeretében kapjuk meg úgy a tervezési élettartamot, mint az üzemidőt. Az ábra példaként négy üzemidő változatot tüntet fel ( $t_1 - t_4$ ).



A **42. és a 43. ábrából** kiolvashatók az élettartam gazdálkodás ill. üzemidő hosszabbítás elvi és gyakorlati lehetőségei, amelyek alapvetően a **41. ábrán** bemutatott folyamat 'Élettartambecslés' és 'Intézkedések' lépéseinek tartalommal való kitöltését jelentik. A következőkben sorra vesszük ezeket a lehetőségeket. Elsősorban a megvalósított vagy műszakilag megvalósítható lehetőségekkel foglalkozunk, és nem térünk ki olyan elméleti megoldásokra, mint például az elridegedett hegesztési varrat teljes cseréje.

### 9.1. A tartályfal igénybevételének csökkentése

Az igénybevétel csökkentésére a reaktortartály sugárkárosodásnak kitett övzónája esetében a legnagyobb lehetőséget a *PTS* tranziens paramétereinek enyhítése kínálja. Döntő szerepe a tartályfal belső felületi hőmérsékletének és a kialakuló nyomásnak van. A hőmérséklet vezérli a falkeresztmetszetben kialakuló járulékos hőfeszültség eloszlását, ami a  $K_f$  feszültségintenzitási tényező meghatározója. A *PTS* tranziens enyhítése az aktív nagynyomású ZÜHR hűtőközege hőmérsékletének megnövelése útján érhető el a legegyszerűbb módon. A névlegesen 20 °C (a valóságban ennél több, kb. 45 °C) hőmérsékletű hűtőközeg 55-90 °C-ra történő felmelegítése a tartályfal belső felületén kialakuló hősök ( $\Delta T$ ) értékét 25 %-kal is csökkentheti. A hőfeszültségek csökkentésének egy másik módja lehet a ZÜHR betáplálásának a hidegágból a melegágba történő áthelyezése, ami a tökéletesebb keveredést biztosítja.

A repedés instabilitás feltételeinek fenntartásában a tranziens folyamán helyreálló belső nyomás szerepe jelentősebb, mint a hősök előidézte járulékos hőfeszültségé. Ezért egy esetleges *PTS* esemény során kialakuló nyomás értékének csökkentése legalább olyan fontos, mint a hőfeszültségért felelős hőmérsékletkülönbség mérséklése. A nyomás értékének csökkentése a szekunder oldal megfelelő átalakításával érhető el. Alkalmas átalakítás lehet például gyorszáro szelep beépítése a főgőz vezetékbe, hogy a primerkör túlhűtését elkerüljük a főgőz vezeték törése esetén. Természetesen a *PTS*-t kiváltó események valószínűségének alacsony értéken tartása is fontos.

A reaktortartály hideg állapotban történő túlterhelése ugyan nem jár nagy hőfeszültségekkel, de a sugárzás okozta elridegedés előrehaladott szakaszában, ez is jelentős igénybevételt jelenthet a tartályra nézve. A reaktortartály igénybevétele csökkentésének egy másik lehetséges módja a reaktor felmelegítési és lehűtési folyamatainak összehangolása a **11. ábrán** látható üzemeltetési ablak paramétereivel.

Az anyagkifáradás okozta tönkremenetel kockázata a reaktortartály csonkzónájában magasabb, mint az övzónában, de a csonkzóna szerkezeti anyagai nincsenek kitéve sugárkárosodásnak, tehát szívóssági értékeik az üzemeltetés során gyakorlatilag nem változnak. A csonkzóna igénybevételét úgy lehet csökkenteni, hogy az esetleges repedés vagy repedésjellegű hiány növekedését elősegítő igénybevételi ciklusszámokat mérsékeljük. Az ismétlődő igénybevétel megfelelő üzemmenet tartásával csökkenthető, ami a terhelésváltoztatások, de főleg a lehűtések és felmelegítések számának a mérséklésével érhető el. A **42. ábrán**  $t_3$  – az előzőekben említett valamelyik igénybevétel csökkentési intézkedés bevezetése eredményeképpen - hosszabb üzemidőt jelent, mint ugyanolyan élettartam kimerülési folyamatot figyelembe véve  $t_2$ .

## 9.2. Az élettartam kimerülés folyamatának lassítása

Az élettartam kimerülés folyamatait *öregedésnek* is nevezik és az anyagtulajdonságoknak azt az időfüggő változását (leromlását) értik alatta, amely a normál üzemi igénybevétel és a normál üzemtől eltérő tranziensek hatására következik be.<sup>25</sup> A szerkezeti anyagok öregedéséhez hozzájáruló üzemi körülmények kétféle módon fejthetik ki hatásukat (lásd a **7. ábrát**):

1. egyrészt az anyagtulajdonságokra hatással lévő fizikai és kémiai folyamatokon keresztül, amely folyamatok oka a rugalmas és/vagy a képlékeny alakváltozás, ezek ismétlődése, valamint a környezeti tényezők (hőmérséklet, neutronter, korrózív közeg, nedvesség),
2. másrészt a berendezések működőképességének leromlásához vezető tényezőkön keresztül, amelyek oka lehet a geometriai instabilitás és a korrózió (beleértve a kopás okozta méretváltozásokat is), valamint az esetlegesen túl agresszív vizsgálat vagy a nem megfelelő üzembe helyezés és karbantartás.

A reaktortartály szempontjából szóba jöhető öregedési mechanizmusok az alábbiak: sugárkárosodás, termikus öregedés, fáradás (kisciklusú), korrózió. Ahogyan azt már korábban kifejtettük, a tartály szerkezeti integritását egy esetleges repedés instabilitása veszélyezteti. Ez azt jelenti, hogy egy repedés vagy repedésjellegű hiány ridegtörés szempontjából kritikus méretűvé növekedhet korróziós vagy fáradásos folyamat következtében, vagy a szerkezeti anyag mechanikai tulajdonságai romolhatnak le neutronsugárzás, termikus elridegedés vagy fáradás eredményeként oly mértékben, hogy az anyag ridegtörési érzékenysége megengedhetetlen mértékben megnő. Az öregedési folyamatok közül a sugárkárosodás a meghatározó. Termikus öregedés a nyomottvízes reaktorok üzemelési hőmérséklet tartományát tekintve nem számottevő, a korróziót és a fáradást pedig, ebben az összefüggésben repedésterjesztő mechanizmusoknak kell tekinteni, nem képlékeny alakváltozások halmozódásának (Davies and Ballesteros 2003).

Az élettartam kimerülési folyamatok lassításának több lehetősége adott. Ezek közül talán a legkézenfekvőbb a reaktor teljesítményének a csökkentése (számottevő eredmény érdekében 10-20 % csökkentéssel mindenképpen számolni kell), ennek megvalósítására vonatkozó hivatkozást nem találtunk. A reaktortartály fal sugárterhelése alacsonyabb gyors neutron fluxust biztosító speciális zónaelrendezéssel (ún. kis neutronkiszökésű zónával) csökkenthető. A kiskiszökésű zóna perifériális pozícióiba alacsony dúsítású vagy kiégett fűtőelem kötegeket helyeznek el, amelyek inkább visszaverik, vagy elnyelik a neutronokat, mint továbbengedik a tartályfal felé. Ezzel az eljárással a fluxus harmadára-ötödére csökkenthető anélkül, hogy a reaktor teljesítménye csökkenne. A tartályfal védelme tovább fokozható árnyékoló fűtőelem kötegeknek az aktív zóna szélső pozícióiba történő helyezésével. VVER-440 reaktortartály esetében 36 árnyékoló köteg elhelyezése az összes perifériális pozícióba nemcsak a reaktortartály falát érő fluxus jelentős csökkentését eredményezi, hanem eltolja a – zóna hatszög elrendezése következtében eredetileg kialakult – fluxus maximumok helyét is kb. 15°-

---

<sup>25</sup> Az öregedés fogalmát a szerkezeti anyagok öregedésénél tágabb értelemben is használhatjuk. Beszélhetünk a koncepció előregedéséről (pl. a biztonsági filozófia vonatkozásában, lásd a 4.2. fejezet *LOCA* kontra *PTS* magyarázatát), és a technológia előregedéséről (pl. új ismeretek megjelenése a károsodási mechanizmusok terén új értékelési technológia kifejlődéséhez járul hozzá, vagy korszerű vizsgálati ill. elemzési módszerek váltják fel a korábbiakat).

kal az eredeti maximumok két-két oldalára. Bizonyos esetekben a gyors neutron fluxus csökkentése céljából árnyékoló elemeket is beépíthetnek a zóna és a tartályfal közé, ami azonban a reaktor belső szerkezeti elemeinek átalakítását igényli (Planman et al. 1994).

Az öregedési folyamatok - általánosságban - felújításokkal vagy teljes berendezés cserékkel is mérsékelhetők. Reaktortartály esetében a csere nem reálisan szóba jöhető lehetőség, ahogy már a bevezetőben említettük. A sugárkárosodás következtében lecsökkent szívóssági jellemzők eredetihez közeli értékének visszaállítása céljából elvégezhető – jelenleg ismert egyetlen - felújítási lehetőség az övzóna hőkezelése. A **39. ábrán**  $t_3$  üzemidő az övzóna hőkezelés végrehajtását reprezentálja, míg az ennél hosszabb  $t_4$  üzemidő a hőkezelésen túlmenően egyéb intézkedést (pl. kiskiszörkésű zóna alkalmazásának bevezetését) is. Eddig tizenöt VVER-440 reaktortartályon végeztek el hőkezelést ún. száraz technológiával (IAEA 1999), és ezek közül a tartályok közül tíz a mai napig üzemel.<sup>26</sup> A tizenöt tartály V-230 típusú, kivéve a finn Loviisa 1 reaktortartályt, amely névlegesen azonos típusú a paksi reaktortartályokkal, a valóságban azonban a szerkezeti anyagainak szennyező tartalma a V-230 reaktortípussal egyezik meg. A nyugati világban eddig egy sikeres kísérleti hőkezelést hajtottak végre polgári célú, inaktív reaktortartályon (Harrison et al. 1997), a további kísérleteket pénzügyi fedezet és a hőkezelés iránti igény tényleges hiánya miatt felfüggesztették.

A reaktortartály hőkezelése során keletkező hőfeszültségek miatt az eljárás kockázatos, főleg akkor, ha a hevített tartomány nagy. Ez elsősorban olyan esetben fordulhat elő, amikor a reaktortartályt nem kovácsolt övekből, hanem hengerelt lemezekből gyártják, amikor elkerülhetetlen a tengelyirányú hegesztési varratok alkalmazása. A VVER reaktorok esetében nincs tengelyirányú varrat, ami lassú felhevítési és lehűtési sebességeket alkalmazva (maximum 20 °C/h) lehetővé teszi a falban kialakuló hőmérséklet gradiens megengedhető értéken tartását, és ezzel az eljárás kockázatának elfogadható értékét.

### 9.3. Az élettartam becslés megbízhatóságának növelése

A reaktortartály ún. „maradék” élettartamának (azaz a műszakilag még lehetséges üzemidőnek) a becslése egy rendkívül összetett vizsgálati, számítási és elemzési feladat, aminek tudományos háttérét az 5. fejezetben mutattuk be. A vizsgálati és számítási eljárás bizonytalanságainak legfontosabb összetevőit, továbbá az elemzési módszer lehetséges tartalékait korábban már összefoglaltuk (Gillemot et al. 1989). Most külön tárgyaljuk az elemzés elvi (módszertani) és gyakorlati (mérési és számítási) részének lehetőségeit.

#### 9.3.1. A PTS elemzés módszerében rejlő lehetőségek

A jelenleg hatályos eljárások többsége determinisztikus megközelítésű. Az *AGNES* projekt keretében bemutatott folyamatára (**37. ábra**) kitűnő - elméleti - példa az elemzési eljárás lehetőségeinek kiaknázására, azaz a biztonsági tartalék újabb és újabb részletének

<sup>26</sup> A már nem üzemelő reaktorok leállításának oka egyik esetben sem a reaktortartály szerkezeti anyagainak az állapota volt. Kísérleti jelleggel a végleges leállítása után egy VVER-210 típusú reaktort (Novovoronyezs 1) - ami a VVER-440 típus elődje - is hőkezelték (Pelli and Törrönen 1994).

aktivizálására, amennyiben arra szükség van. A hazai szabályozás *PTS* elemzésre vonatkozó útmutatója jelenleg tervezet formájában ismert, és a repedésmegállás figyelembe vételéig megy el (NBSz 2003). Valószínűségi alapokon nyugvó elemzés az amerikai szabályozást kivéve nincs hatályban.

Az elemzés módszere további tartalékokat is takar. Ezek egyike a valódi törési szívósság értékek alapján felvett referenciagörbe (mestergörbe) alkalmazása a hagyományos alsó határgörbe típusú referenciagörbe helyett. A mestergörbe módszer ugyanis a reaktortartály integritásának elemzésére is alkalmas. Ehhez a felügyeleti próbatestek statikus hajlító próbatesteinek az eredményeit kell megfelelő módon feldolgozni ill. besugárzott és elütött *Charpy* próbatestek maradványaiból ún. rekonstrukciós eljárással alkalmas statikus hajlító próbatesteket kell készíteni. A mestergörbe 5 %-os törési valószínűség görbáját összehasonlítva a VVER reaktortartályokra javasolt általános görbével (PNAE 1990), *Brumovsky* arra a következtetésre jutott, hogy a görbe kb. 40 °C-kal az alacsonyabb hőmérsékletek irányába tolódik, ami az élettartambecslés pontosságát megnöveli (Brumovsky 2002).

Egy másik lehetőség a meleg előterhelés (*Warm Pre-Stress, WPS*) hatásának kihasználása. Kísérletek igazolták a törési szívósság növekedését kis hőmérsékleten, amennyiben a terhelést egy nagyobb hőmérsékleten bekövetkezett terhelés előzte meg (Chell et al. 1981). A *WPS* nem befolyásolja közvetlenül a törési szívósság értékét, hanem azáltal, hogy megváltoztatja a repedés körüli feszültségmezőt, hozzájárul a törési szívósság látszólagos növekedéséhez. Alkalmazása az integritás elemzésére bizonyított, lásd pl. (Wallin 2003). Üzemidő hosszabbítás esetére való alkalmazása esetén meg kell arról bizonyosodni, hogy időfüggő öregedési folyamat (alakváltozás okozta öregedés) nem szünteti-e meg az alkalmazás feltételeit.

### 9.3.2. A mérési és számítási módszerek tökéletesítése

Kézenfekvő, hogy minden olyan tevékenység, amely csökkenti a becslési (mérési és számítási) folyamat valamelyik lépésének bizonytalanságát, szűkíteni fogja az üzemidő szórási sávját, és ilyen módon hozzájárul az élettartambecslés pontosításához. Ezek a tevékenységek a következők lehetnek:

- a hibakimutatás valószínűségének és a hibanagyság meghatározás pontosságának növelése az időszakos roncsolásmentes vizsgálati eljárások esetében,
- a valószínűségi törésmechanikai elemzéshez szükséges folytonossági hiány jellemző paraméter eloszlások bizonytalanságának csökkentése a valódi reaktortartályokon elvégzett roncsolásmentes és roncsolásos vizsgálatok eredményeinek felhasználásával (amennyiben valószínűségi törésmechanikai elemzést kell végezni),
- tranziensek termohidraulikai modelljének pontosítása,
- a sugárkárosodás ellenőrző próbatestek besugárzási paraméterei mérési és számítási hibáinak csökkentése (gyors neutron fluxus),
- felügyeleti próbatest eredmények tartályfal pozícióba történő átszámítási módszerének tökéletesítése (*LF* számítás),

- átmeneti hőmérséklet görbék felvételéhez szükséges vizsgálati eredmények számának növelése, valamint a neutronter (fluxus és spektrum) azonosságára való törekvés a kiegészítő felügyeleti program tervezésekor,
- plattírozás hatásának figyelembe vétele a törésmechanikai ellenőrzés során (egyrészt a maradó feszültségek szerepét a plattírozás és alapanyag eltérő hőfizikai jellemzői következtében, elsősorban a nem mély repedések esetén, másrészt a plattírozás jelenlétének hatását a plattírozás alatti repedések kinyílására kell figyelembe venni).

A felsorolt területek hatékonyságát az eredményeknek az anyagtulajdonságok (elsősorban a törési szívósság) megváltozásában mutatott érzékenysége dönti el. A felügyeleti programok bizonytalanságainak szisztematikus elemzése azt mutatta, hogy az átmeneti hőmérséklet szórása a fluenciával arányosan nő, és értéke legalább  $\sim 20$  °C-ra becsülhető (Debarberis et al. 2004).

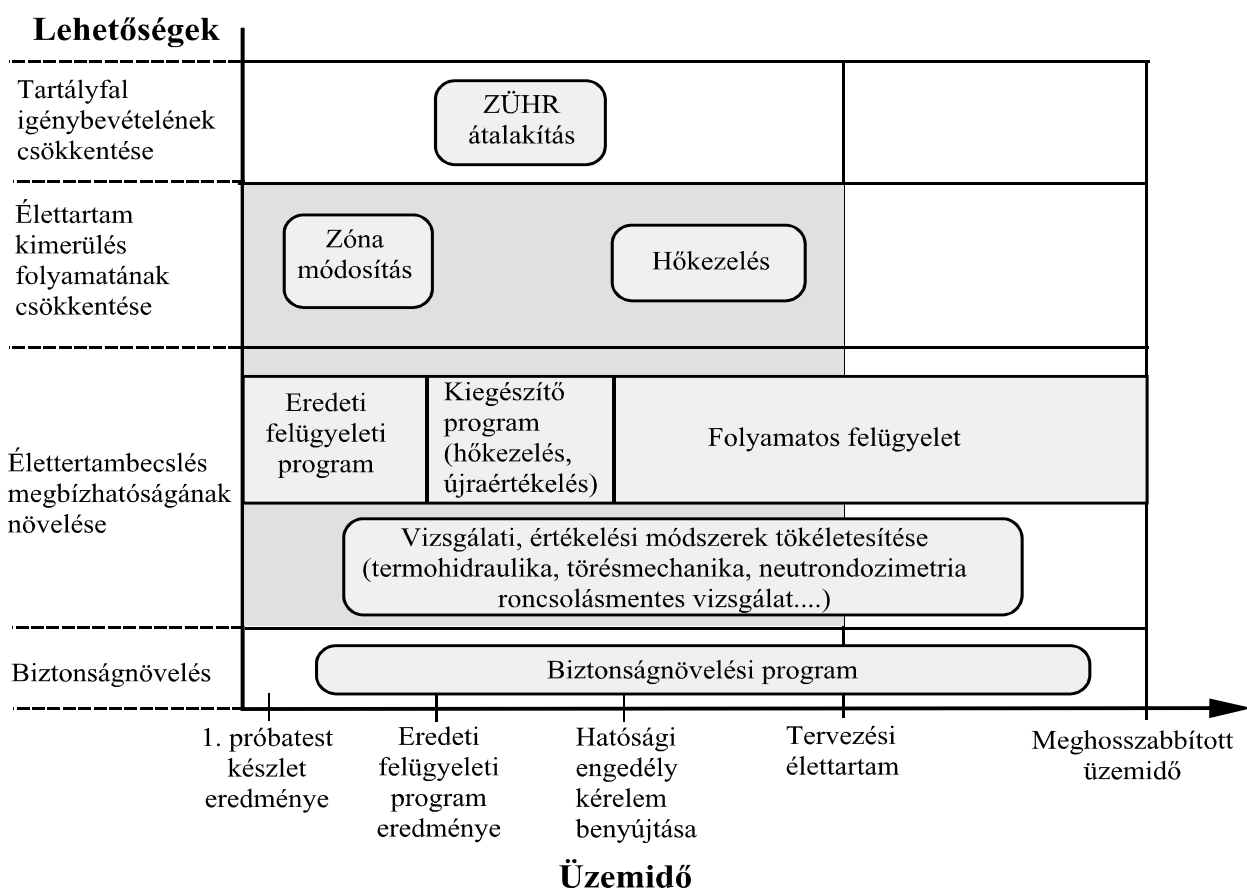
#### 9.4. Biztonságnövelő intézkedések

Az atomerőmű üzemeltetése időszakában végrehajtott biztonságnövelő intézkedések célja az üzemi tapasztalatok, új szempontok alapján elvégzett biztonsági elemzések és a műszaki-tudományos ismeretek bővülése alapján a biztonság adott korban megkövetelt szintjének biztosítása. Nyomottvizes reaktorok esetében az idők folyamán változott például a reaktortartály szempontjából legkritikusabb terhelés megítélése. Míg másfél évtizeddel ezelőtt a főkeringtető vezeték teljes keresztmetszetű törését tartották a tartály szempontjából a legkíméletlenebb terhelést kiváltó üzemzavarnak (*LOCA*), addig napjainkban a *PTS* előidézte igénybevétel jelenti ugyanezt<sup>27</sup>. Mindez alátámasztja azt, hogy a **40. ábrán** a biztonsági tartalékok nem változatlanok tüntettük fel az erőmű üzemideje alatt. Az ábra példaként egy szignifikáns változást mutat, de folyamatos növekedés vagy több diszkrét változás is elképzelhető. Ahhoz, hogy a reaktor üzemét ne kelljen korlátozni a megnövekedett biztonsági követelmények miatt, biztonságnövelő intézkedéseket kell végrehajtani. Úgy is fogalmazhatunk, hogy a biztonságnövelő intézkedések elmaradása csökkenti az üzemidőt.

<sup>27</sup> A *SBLOCA* bekövetkezésével kapcsolatos legújabb egységes álláspont az, hogy bekövetkezésének valószínűsége olyan alacsony, hogy kikerült a tervezési üzemzavarok köréből (NEA/CSNI/R 2003).

## 10. A paksi reaktortartályok szerkezeti integritása hosszú távú biztosításának lehetőségei

A **44. ábra** összefoglalja az üzemidő hosszabbítás gyakorlatban megvalósítható műszaki lehetőségeit. Az ábra vízszintes tengelyére jelképesen az üzemidőt vittük fel és a lehetőségeket (intézkedéseket) az üzemidő azon szakaszához rendeltük hozzá, amikor végrehajtásuk a legoptimálisabb. Az optimum keresésének ebben az esetben az a célja, hogy az intézkedés a tőle elvárt hatást a legkisebb ráfordítás mellett biztosítsa. Ennek a kérdésnek a megválaszolását műszaki-tudományos oldalról a sugárkárosodás kinetikájának ismerete segíti. Utaltunk itt a károsodás folyamán bekövetkező telítődési jelenségre, lásd a **19. ábra** görbáját, ami azt jelenti, hogy a kezdeti intenzív károsodást egy hosszan elnyújtott, egyre lassuló károsodási szakasz követi. A sugárkárosodás állapotáról a reaktortartály eredeti felügyeleti programja első próbatest készletének eredménye nyújt először tájékoztatást az erőmű üzemeltetője számára. Ezt követően minden egyes készlet kiértékelése az előzetes eredmény megerősítését szolgálja, majd ez a folyamat az eredeti felügyeleti program komplex kiértékelésével zárul.



**44. ábra.** A reaktortartály üzemidő hosszabbítási lehetőségei az üzemidő függvényében



Az intézkedések megválasztásának és végrehajtásuk időzítésének másik szempontja az élettartam gazdálkodás célkitűzéséből következik. A Paksi Atomerőmű esetében az üzemidő meghosszabbítása a cél, aminek egyik feltétele a vonatkozó törvény által előírt hatósági engedélyezési eljárás sikeres lefolytatása. Az engedélyezési eljárás időzítését a blokkok tervezési élettartama és az erőmű használati engedélyének egyéb szempontok szerinti megújítási kötelezettsége (időszakos biztonsági felülvizsgálat) határozza meg. Az üzemidő hosszabbítás másik feltétele az erőmű tulajdonosának rendelkezésére álló és a műszaki intézkedésekre fordítható források nagysága. Az optimumkeresés tehát műszaki-tudományos, jogi és gazdaságossági szempontok együttes figyelembe vételével kell, hogy történjék. A **44. ábra** abszcisszáján tájékoztatásul feltüntettük az előzőekben említett szempontokkal összefüggő eseményeket. Az ordinátára a 9. fejezetben bevezetett csoportosítást vittük fel.

*A tartályfal igénybevétel csökkentése a PTS paramétereinek enyhítésével érhető el. Az ezt célzó átalakítások, amelyek közül a ZÜHR módosítása a leghatékonyabb és viszonylag egyszerűen megvalósítható (első helyen a hűtőközeg hőmérsékletének emelése a hűtőközeg tároló tartályainak melegítése útján, második helyen a ZÜHR betáplálás hidegágból melegágba történő áthelyezése), bármikor elvégezhetők, mert az intézkedéssel elért eredmény független a sugárkárosodás kinetikájától. Amennyiben döntés születik ennek a lehetőségnek a kihasználásáról, akkor nem célszerű megvárni az átalakítással a sugárkárosodás előrehaladott állapotát. Az üzemzavari hűtőközeg hőmérsékletének meghatározása érzékenységi vizsgálatokkal történhet.*

*Az élettartam kimerülés (károsodás) folyamatának lassítását célzó intézkedések kiválasztása és végrehajtása mindenképpen a trendgörbe figyelembe vételével kell, hogy történjék. A reaktortartály falát érő fluxus csökkentése érdekében végrehajtandó zónamódosításoknak csak az üzemidő első néhány évében van számottevő hatása az öregedési folyamat lassítására. Amennyiben akkor nem történtek meg, később már nem elegendően hatékonyak. A Paksi Atomerőmű reaktor tölteteit az első kampányok kivételével a kis neutronkiszökés elve alapján tervezik. Részben ezért, részben az erőmű jelenlegi üzemidejét figyelembe véve, az ebben a műszaki lehetőségben rejlő tartalékok korlátozottak.*

A károsodás lassításának leghatékonyabb eljárása a reaktortartály övzónájának megújító hőkezelése. Miután a hőkezelő eljárás kockázattal jár (hőfeszültségek keletkezése), továbbá meglehetősen költséges eljárás, ezért érdemes először az igénybevétel csökkentésének az előzőekben már említett és az élettartam becslés megbízhatóságának növelése terén kínálkozó valamennyi lehetőséget végigelemezni (lásd a 9.3. fejezetet) és ennek az elemzésnek az eredménye ismeretében dönteni az esetleges hőkezelésről. A döntést – akár szükség van a hőkezelésre, akár nem - meg kell hozni az üzemidő hosszabbítás elvi engedélykérelmének a nukleáris biztonságtechnikai hatósághoz történő benyújtása előtt. A végrehajtás időpontját, amennyiben az erőmű a hőkezelés végrehajtását szükségesnek tartja, úgy kell megválasztani, hogy a megcélzott üzemidő során lehetőleg ne kelljen ismételt hőkezelést végrehajtani (kockázat, műszaki bizonytalanságok az ismételt hőkezelést és újra-elridegedést illetően, költség). Az újra-elridegedés folyamatának tanulmányozására kézenfekvő és célszerű az elridegedés után hőkezelt mintákat bevonni a kiegészítő felügyeleti program terjedelmébe, mert azok eredménye is segíthet a hőkezelésről hozandó döntésben (természetesen csak akkor, ha az eredmények időben rendelkezésre állnak).

Az *élettartam becslés megbízhatóságának növelése* az erőmű állandó feladata. Ez lehet egyrészt az eredeti mérési eredmények újraértékelése új szempontok figyelembe vételével (ennek érdekében hozott létre az erőmű a felügyeleti program próbatestei mérési eredményeinek és maguknak a próbatest maradványoknak az archiválására megfelelő rendszert), a számítások megismétlése új algoritmusok és/vagy fejlettebb kódok felhasználásával vagy új tudományos eredmények alkalmazása a törésmechanikai elemzés során. Ezen lehetséges intézkedések egyike kiegészítő sugárkárosodás felügyeleti program kidolgozása és alkalmazása. Az 8.5.2. fejezetben beszámoltunk a paksi reaktorokhoz kifejlesztett és alkalmazott új hazai ellenőrző programról. Ez a program megerősítette a korábban becsült károsodás trendjét, de nem adott választ azokra a kérdésekre, amelyeket ma teszünk fel. Ennek részben az oka, hogy az új hazai ellenőrző program kifejlesztésekor nem volt az erőműnek üzemidő hosszabbítási elképzelése, de természetesen az elmúlt évtized során született tudományos eredmények sem kerülhettek figyelembe vételre.

Az *AGNES* projekt eredményeinek megszületése óta ismert, hogy van olyan paksi reaktortartály, amely esetében a (14) egyenlet biztonsági tényező minimuma kiegészítő műszaki intézkedés nélkül a tervezési élettartam vége előtt 1 alá csökken, tehát nem zárható ki a reaktortartály megújító hőkezelése. Ennek tükrében célszerű a kiegészítő felügyeleti programot korszerűsíteni. A közelmúltban üzembe helyezett VVER-440/V-213 atomerőművek felügyeleti programja számos olyan megoldást tartalmaz, ami hozzájárul az eredmények megbízhatóságának növeléséhez (Kupča and Beňo 2000). Ezek közül figyelemre méltó a leadfaktor csökkentésének ( $LF = 3$ ), valamint a fluxus szórása csökkentésének a megoldása (a próbatestek mérete 10x10x11 mm). Ahogy már korábban említettük, a korszerűsített felügyeleti programban helyet kell, hogy kapjanak a hőkezelés utáni újra-elridegedés monitorozására szolgáló próbatestek is.

Az új tudományos eredmények legjelentősebbike a mestergörbe kidolgozása és alkalmazása az alsó határgörbe típusú referencia görbék helyett. Alkalmazhatósága a VVER reaktorok esetében is bizonyított, és *Brumovsky* szerint a teljes tervezési élettartamra vonatkoztatva pozitív hatású: kb. 40 °C-kal tolja el az 5 % törési valószínűséghez tartozó görbét az alacsonyabb hőmérséklet irányába a szabvány szerinti általános referenciagörbéhez viszonyítva (a két görbe nagyon hasonló egymáshoz) (Brumovsky 2002).

Kockázatalapú roncsolásmentes vizsgálatot nem alkalmaznak a reaktortartályok vizsgálata esetén. A minősítés elve azonban közvetetten magában hordozza a kockázat egyik összetevőjét, nevezetesen a meghibásodás előfordulásának valószínűségét azáltal, hogy a vizsgálati célkitűzés megfogalmazásakor a lehetséges károsodásra kell koncentrálni és a vizsgálati technológiát is erre kell létrehozni. Ezért a továbbiakban is következetesen biztosítani kell a reaktortartály időszakos vizsgálata során alkalmazott roncsolásmentes vizsgáló rendszer minőségét.

## 11. Összefoglalás

A világ folyamatosan növekvő villamos energia igényének kielégítésében jelentős szerepet játszik az atomenergetika. Az atomerőművek ellentmondásos megítélésének következtében jelenleg a súlypont az új atomerőművek építéséről átkerült az üzemelő atomerőművek tervezési élettartamon túli üzemeltetésére. Az élettartam gazdálkodás egyik kulcskérdése a nyomástartó berendezések és csővezetékek – és ezen belül elsősorban a reaktortartály – szerkezeti integritásának hosszú távon történő biztosítása. A szerkezeti integritás megítéléséhez ismerni kell

- az anyag lokális károsodási folyamatát a különböző üzemi (üzemzavari) körülmények hatására;
- a berendezésben található folytonossági hiányok elhelyezkedését és geometriai jellemzőit;
- a berendezésben a különböző üzemi és üzemzavari állapotokban kialakuló mezőket (hőmérséklet, feszültség, alakváltozás, neutron fluxus) a hely és az idő függvényében.

A reaktortartály övzónáját érő gyorsneutron sugárzás megváltoztatja a tartály szerkezeti anyagának mechanikai tulajdonságait: csökkenti az anyag szívósságát és növeli a szívós-rideg átmeneti hőmérsékletét, fokozva ezzel a tartály ridegtörési érzékenységet. A reaktortartály épségére nézve legkritikusabb igénybevétel a *PTS* jellegű üzemzavar jelenti. A reaktortartály törésével a tervező nem számolt, továbbá a tartály nem cserélhető berendezés; ezért épségét a teljes (tervezett és azon túli) üzemidő alatt biztosítani kell, és ez határozza meg az üzemelési élettartam hosszát.

A reaktortartály szerkezeti integritása elemzésének alapját az anyagtudomány és technológia, valamint a törésmechanika képezi. E két tudományterület a repedés éle mikrokörnyezetének elemzése során szinte koherens kapcsolatba kerül egymással. Az anyagtudomány önállósodása megközelítőleg a polgári célú atomenergetika születésével egy időre tehető; ezt az időpontot csupán egy-két évtizeddel előzte meg a törésmechanika megszületése. Az integritás elemzésének eszközei így szükségszerűen együtt fejlődtek magával a nukleáris technológiával, sőt kölcsönös egymásra hatásuk is kimutatható. A biztonság elemzésének módszertani fejlődése, azaz a valószínűségi kockázatelemzés általános elterjedése, majd megjelenése a passzív berendezések vizsgálatának és elemzésének területén is befolyásolták a reaktortartály szerkezeti integritásának elemzését. Természetesen nem elhanyagolhatók az integritás elemzésére nézve azok az előnyök sem, amelyek a vizsgáló eszközök és a szimulációs módszerek folyamatos fejlődéséből származtak.

Az integritás elemzésének fő területein a következő kérdésekre kell, hogy választ adjanak a jelenleg folyó kutatások. A reaktortartály szerkezeti anyagaiban lévő egyes ötvöző- és szennyező elemek szerepe, különös tekintettel a szinergia jelenségre, nem teljesen tisztázott a sugárkárosodás folyamatában. Az eredmények a károsodási folyamat fizikai alapjainak jobb megértésén túl a felügyeleti próbatest eredmények magyarázatához is hozzájárulnak. További kutatások szükségesek a gyors neutron fluxus hatásának, valamint a tartály szerkezeti anyaga kémiai összetételével való összefüggésének a tisztázásához. Miután az élettartam kimerülés

folyamata csökkentésének egyik szóhajóható módja a tartály övzónájában lévő hegesztési varrat és környezete regeneráló hőkezelése, és a jelenleg alkalmazott hőkezelési technológia kidolgozása empirikus alapon történt, kutatási feladat a hőkezelés és az azt követő újra-elridegedés folyamán lejátszódó fizikai folyamatok megismerése. A hosszú távú feladatok közül kiemelhető a reaktortartályon ténylegesen alkalmazható roncsolásmentes vizsgálati módszer kifejlesztése a sugárkárosodás folyamatának mérésére.

A reaktortartály ridegtöréssel szembeni ellenállásának tervezése és ellenőrzése során alkalmazott törésmechanikai módszerek fejlődésének legforradalmibb szakasza jelenleg zajlik. Ennek lényege, hogy a mind a mai napig a *Charpy* ütvehajlító vizsgálattal meghatározott szívós-rideg átmeneti hőmérsékletre épülő módszert kezdik felváltani a valódi törési szívósság mérésén alapuló módszerek (pl. mestergörbe). A legfőbb feladat ma e módszerek alkalmazhatóságának igazolása, különös tekintettel az üzemidő végére jellemző gyors neutron fluencia okozta elridegedett anyagokra. Annak érdekében, hogy az integritás elemzésének a bizonytalanságai csökkenthetők, és ezzel a biztonsági tartalék további tartományai is kihasználhatók legyenek, egyebek mellett a repedésmegállítási figyelembe vétele szükséges, aminek feltétele a  $K_{Ia}$  repedésmegállítási törési szívósság görbe felvétele a VVER reaktortartály anyagokra. Az elemzés pontossága tovább növelhető a plattírozás elridegedésének a figyelembe vételével, aminek feltétele a plattírozott réteg anyaga sugárkárosodásának megismerése.

A roncsolásmentes vizsgálatok területének fejlődése két irányt mutat: egyrészt a vizsgálatok teljesítőképessége igazolásának elterjedését (vizsgálatminősítés), másrészt a vizsgálandó berendezések (berendezés részek) kockázat alapján történő rangsorolását. A reaktortartály esetében mindkét szempont a vizsgáló rendszer minősítésében ölt testet, miután a vizsgálati célkitűzés megfogalmazása burkoltan magában hordozza a kockázat figyelembe vételét. A jelenlegi kutatások súlypontja a minősítés és a kockázat alapú vizsgálatok, valamint a roncsolásmentes vizsgálatok hatékonysága és a kockázat alapú vizsgálatok közötti kapcsolat megfogalmazásában és megalapozásában található.

Az anyagtudomány és technológia, különös tekintettel a roncsolásos és a roncsolásmentes anyagvizsgálatra, a törésmechanika, valamint a számítástechnika és szimuláció területén bekövetkezett fejlődés reális lehetőséget biztosít az eredetileg 30-40 évre tervezett atomerőművek üzemidejének biztonságos meghosszabbítására. Az üzemidő meghosszabbítása integráns része az élettartam gazdálkodásnak. Ennek a tevékenységnek a logikus rendszere magában tartályfal igénybevételének a csökkentését, az élettartam kimerülés folyamatának a lassítását, az élettartam becslés megbízhatóságának a növelését, és a szükséges biztonságnövelő intézkedések végrehajtását.

A szerkezeti integritás biztosítása komplex megközelítést igényel. Ennek egy módja a virtuális mélységi védelem fogalmának a bevezetése és elveinek alkalmazása. A virtuális mélységi védelem lehetséges alappillérei a következők: tapasztalatok felhasználása, funkciópróba, élettartam kimerülés elemzése és károsodás előrejelzése. A virtuális mélységi védelem a reaktortartály szerkezeti integritásának többszörös biztosítója, mivel alappillérei függetlenek egymástól és bármelyik pillér gyengeségét kiegyenlítik a többi pillér erősségei. A szerkezeti integritás hosszú távon történő biztosításának lehetőségeit a következőképpen lehet

csoportosítani: tartályfal igénybevételének csökkentése, élettartam kimerülés folyamatának lassítása, élettartam becslés megbízhatóságának növelése és biztonságnövelés. Ez a csoportosítás magában hordozza, de legalább is megkönnyíti a legmegfelelőbb lehetőség kiválasztását. Az elméletben alkalmazható lehetőségek közötti választás műszaki-tudományos, jogi (engedélyezési) és gazdaságossági szempontok figyelembe vételével történik.

A virtuális mélységi védelem elvei alkalmazásra kerültek a Paksi Atomerőmű reaktortartályai esetében és megalapozták a tartályok szerkezeti épségének biztosítását. Az erőmű létesítése során bevezetett minőségbiztosítási intézkedések hozzájárultak az élettartam gazdálkodás műszaki-tudományos megalapozásához nélkülözhetetlen tudásbázis és eszközrendszer megteremtéséhez. Az akusztikus emissziós mérés bevezetése és rendszeressé tétele az időszakos szilárdsági nyomáspróbák során jelentősen megnövelte a funkciópróba értékét. A sugárkárosodás felügyeleti program az üzemeltetés kezdetétől kulcsfontosságú szerepet játszott a tartályok élettartam kimerülési folyamatának meghatározásában. Folyamatos fejlesztése és a kiegészítő felügyeleti program bevezetése a tudományos eredményekkel való lépéstartást biztosította. Ugyanez mondható el az üzemközbeni időszakos roncsolásmentes vizsgálatokról, ill. azok jelenlegi fejlődési folyamatáról. A törésmechanikai elemzés kiterjed mind az övzónára, mind a csonkzónára, és az alkalmazott kódok folyamatosan követték a nemzetközi fejlődést. Az egész rendszert betetőzte az integritás elemzésének független szakmai felügyelete, valamint a kutatási eredmények rendszeres felhasználása az elemzések folyamán.

## 12. Tézisek

A dolgozatban összefoglalt témakörben a következő tézisek fejezik ki a szerző tudományos eredményeit:

### 1. tézis:

**Irányítással jött létre az a speciális laboratórium a Paksi Atomerőműben, amely lehetővé tette és teszi a reaktortartály integritásának az elemzésére szolgáló besugárzott próbatestek tudományos háttérrel rendelkező vizsgálatát és az eredmények kiértékelését.**

Az ország egyetlen atomerőműve biztonságos üzemeltetéséhez szükséges hazai tudományos háttér megteremtése hosszú éveket vett igénybe, és ezen belül a reaktortartály szerkezeti integritása kiemelt helyet foglalt el. Miután az integritás elemzésében alapvető szerepet játszó sugárkárosodás fizikai folyamatainak ismerete még a mai napig sem tekinthető megnyugtatóan lezártnak, érthető az a figyelem, ami az erőmű részéről – az értekezés szerzőjének irányításával – ebben az irányban megnyilvánult. Ennek legfontosabb elemei a következők voltak:

- az elméleti ismeretek megszerzésén túlmenően a kor nemzetközi színvonalának megfelelő speciális laboratórium létesítése és üzemeltetése,
- a besugárzott próbatestek vizsgálata és a vizsgálati eredmények kiértékelése,
- az integritás elemzésére vonatkozó tevékenység független szakmai felügyeletét végző szakértő testület munkájának irányítása,
- az eredmények és a reaktortartály töréssel szembeni biztonságára vonatkozó következtetések elfogadtatása az atomerőművet szállító ország szakmai és tudományos intézeteinek szakembereivel, a reaktortartály gyártóművének szakembereivel, továbbá a nemzeti nukleáris biztonságtechnikai hatósággal,
- az eredmények nemzetközi fórumokon történő ismertetése és részvétel a nemzetközi (elsősorban a Nemzetközi Atomenergia Ügynökség által koordinált) kutatási programokba történő beintegrálásukban.

E tevékenység az alapvető célján, azaz az erőművi egységek használati engedélyének évenkénti megújításán túlmenően, szerves részét képezte a szerkezeti integritással összefüggő kutatásoknak, különös tekintettel a VVER-440 típusú reaktortartályokra, és eredményei beépültek az elmúlt két évtizedben az ezen a területen született eredményekbe. Az atomerőmű élen járt a hazai és nemzetközi tudományos eredmények alkalmazásában is (pl. kiegészítő sugárkárosodás felügyeleti program indítása az eredeti felügyeleti program hiányosságainak kiküszöbölésére; a rocsolásmentes vizsgálat hatékonyságának növelése a reaktortartály belső felület felől történő ultrahangos vizsgálatának hazai meghonosítása és a külső felület felől történő vizsgálat továbbfejlesztése útján). A tevékenység általánosságban hozzájárult az orosz tervezésű atomerőművek biztonsága tárgyilagos megítélésének kialakításához.

## **2. tézis:**

**Alkalmaztam a virtuális mélységi védelem elveit a Paksi Atomerőmű reaktortartályai szerkezeti integritásának komplex megítélésére.**

A reaktortartály szerkezeti integritásának elemzése során folytatott műszaki és tudományos tevékenység garanciájának az a koncepció tekinthető, amelyet virtuális mélységi védelemként vezettem be. Ennek lényege, az atomerőművek tervezése és üzemeltetése során a biztonság értékelésére alkalmazott mélységben tagolt védelem elvvel analóg módon – és annak alternatívájaként –, a többszörös biztonság biztosítása. A virtuális mélységi védelem egy műszaki-tudományos érvrendszer, amelynek érvei függetlenek egymástól és bármely érv gyengeségét kiegyenlítik a többi érv erősségei. A virtuális mélységi védelem alappilléreinek a következőket javasoltam:

- tapasztalatok felhasználása,
- funkciópróba,
- élettartam kimerülés elemzése,
- károsodás előrejelzése.

Bemutattam a Paksi Atomerőmű reaktortartályai esetében az egyes alappillérek legfontosabb elemeit.

## **3. tézis:**

**Bevezettem a reaktortartály élettartam kimerülésének a szerkezeti anyag és az igénybevétel oldaláról történt elemzése alapján az élettartam gazdálkodás és az üzemidő hosszabbítás elvi és gyakorlati rendszerét.**

Egy atomerőmű tervezett élettartamon túli üzemeltetése csak tudatos élettartam gazdálkodás eredménye lehet. Az élettartam gazdálkodás alapját az erőműnek az üzemeltetés kezdeti időszakában (ideális esetben a tervezési folyamat során) megkezdett, majd következetesen folytatott műszaki-tudományos tevékenysége képezi. Az adott konstrukciójú reaktortartály élettartam kimerülésének a szerkezeti anyag és az igénybevétel oldaláról történő elemzése alapján bevezetésre került a tudományos háttérrel rendelkező élettartam gazdálkodás és az üzemidő hosszabbítás elvi és gyakorlati rendszere. Általánosságban az üzemidő hosszabbítás lehetőségei – a reaktortartály szerkezeti integritásának hosszú távú biztosítása szempontjából nézve – a következők:

- tartályfal igénybevételének csökkentése,
- élettartam kimerülés folyamatának lassítása,
- élettartam becslés megbízhatóságának növelése,
- biztonságnövelő intézkedések.

Elemeztem az egyes lehetőségek elvi megvalósíthatóságát műszaki szempontból (elsősorban a sugárkárosodási folyamat kinetikájának a figyelembe vételével), továbbá a használati engedély megszerzésének időbeli ütemezése szempontjából. Elvi javaslatot tettem a reaktortartályok szerkezeti integritása hosszú távon történő biztosítása érdekében hozandó intézkedésekre.



## Hivatkozások

- AGNES (1994): Safety Reassessment of the Paks Nuclear Power Plant. Final Report
- Ahlstrand, R., Törrönen, K., Valo, M. and Bars, B. (1986): Surveillance Programs and Irradiation Embrittlement Research of the Loviisa Nuclear Power Plant. In: Steele, L. E. (eds) *Radiation Embrittlement of Nuclear Reactor Pressure Vessel Steels – An International Study, Second Volume*. ASTM STP 909, Philadelphia, 55-70
- Alers, G., McHenry, H. (1997): Physical property measurements for characterization of RPV steels. In: MacDonald, D. et al. (eds) *Proc. NDE for Damage Assessment Workshop*. TR-8092, EPRI, 193-210
- Amayev, A. D., Kryukov, A. M. and Sokolov, M. A. (1993): Recovery of transition temperature of WWER PV by annealing. In: Steele, L. E. (eds) *Radiation Embrittlement of Nuclear Reactor Pressure Vessel Steels – An International Study, Fourth Volume*. ASTM STP 1170, Philadelphia, 369-379
- Ammirato, F. (2002): NDE developments related to recent field experiences with degradation of reactor pressure vessel heads, CRDM penetrations and other nickel based alloy welds. *Insight*, **44**, 561-563
- Anderson, T. L., Stienstra, D. and Dodds, R. H. Jr. (1994): A Theoretical Framework for Addressing Fracture in the Ductile-Brittle Transition Region. In: Landes, J. D., McCabe, D. E. and Boulet, J. A. M. (eds) *Fracture Mechanics: Twenty-Fourth Volume*, ASTM STP 1207, Philadelphia, 186-214
- ASME (1995a): Boiler and Pressure Vessel Code. *Sect. III: Nuclear Power Plant Components*, New York
- ASME (1995b): Boiler and Pressure Vessel Code. *Sect. XI: Rules for Inservice Inspection of Nuclear Power Plant Components*, New York
- ASME (2001): Boiler and Pressure Vessel Code. *Sect. XI: Rules for Inservice Inspection of Nuclear Power Plant Components*, 2001 edition, New York
- ASTM (1983): Radiation Embrittlement of Nuclear Reactor Pressure Vessel Steels – An International Study. Steele, L. E. (eds), ASTM STP 819, Philadelphia
- ASTM (1986): Radiation Embrittlement of Nuclear Reactor Pressure Vessel Steels – An International Study, Second Volume. Steele, L. E. (eds), ASTM STP 909, Philadelphia
- ASTM (1989): Radiation Embrittlement of Nuclear Reactor Pressure Vessel Steels – An International Study, Third Volume. Steele, L. E. (eds), ASTM STP 1011, Philadelphia
- ASTM (1993): Radiation Embrittlement of Nuclear Reactor Pressure Vessel Steels – An International Study, Fourth Volume. Steele, L. E. (eds), ASTM STP 1170, Philadelphia
- ASTM E-1921 (1997): Standard Test Method for Determination of Reference Temperature,  $T_0$ , for Ferritic Steels in the Transition Range
- Ballesteros, A. et al. (2000): Flux effects in pressure vessel steels. Presented in: *NATO Advanced Research Workshop on Assessment of Neutron Induced Embrittlement of Reactor Pressure Vessel*, Bulgaria
- Ballesteros, A., Marcelles, I. and Bros, J. (2003a): Beyond RPV design life. *Nucl. Eng. Intern.*, **10**, 32-35

- Ballesteros, A. et al. (2003b) : Assessment of irradiation conditions in WWER-440 (213) RPV surveillance location (COBRA Project). In : *Proc. Int. Seminar Networking for Effective R&D*. Petten. Report EUR 20984 EN
- Ballesteros, A., Bros, J. and Brumovsky, M. (2004): Applications of the Master Curve approach to irradiated steels. In: *Proc. 12th Int. Conf. Nucl. Engineering*, Arlington, Virginia USA, ICONE12-49391
- Bar-Cohen, Y. (1999): Bookmarking the NDE Capability and Challenges Near the Dawn of the New Millennium. In: *Proc. American Society for NDT Fall Conf*. Phoenix
- Bass, B. R. et al. (1992): CSNI Project for Fracture Analyses of Large-Scale International Reference Experiments (Project FALSIRE), NUREG/CR-5997 (ORNL/TM-12307), Oak Ridge National Laboratory
- Bass, B. R. et al. (1996): CSNI Project for Fracture Analyses of Large-Scale International Reference Experiments (FALSIRE II), NUREG/CR-6460 (ORNL/TM-13207), Oak Ridge National Laboratory
- Bass, B. R. Et al. (2000): Overview of the international comparative assessment study of pressurized thermal-shock in reactor pressure vessels (RPV PTS ICAS), In: *Proc. IAEA Spec. Meeting on Methodology and Supporting Research for the PTS Evaluation*, Rockville, MD, USA, **1**, 68-93
- Becker, L. (1997): Appendix VIII and its implementation by PDI. In: *Proc. Joint EC-OECD-IAEA Spec. Meeting "NDE Techniques Capability Demonstration an Inspection Qualification"*, Petten, EUR 17534 EN, 8-18
- Beremin, F. M. (1983): A local criterion for cleavage fracture of a nuclear pressure vessel steel. *Metallurgical Transactions*, **14A**, 2277-2287
- Bogges, C. L., Bishop, B. A., Palm, N. A. and Hedden, O. F. (2004): Risk-informed pressurized water reactor vessel inspection interval extension. In: *Proc. 12th Int. Conf. Nucl. Engineering*, Arlington, Virginia USA, ICONE12-49429
- Brumovsky, M. (2002): Check of Master Curve application to embrittled RPVs of WWER type reactors. *Int. J. Pressure Vessels Piping*, **79**, 715-721
- Bryan, R. H. et al. (1985): Pressurized-Thermal-Shock Test of 6-inches-Thick Pressure Vessels, PTSE-1: Investigation of Warm Prestressing and Upper-Shelf Arrest, NUREG/CR-4106 (ORNL-6135), Oak Ridge National Laboratory
- Bryan, R. H. et al. (1987): Pressurized-Thermal-Shock Test of 152 mm (6-in.) Thick Pressure Vessels, PTSE-2: Investigation of Low-Tearing Resistance and Warm Prestressing, NUREG/CR-4888 (ORNL-6377), Oak Ridge National Laboratory
- Buswell, J. T. et al. (1995): Irradiation-induced microstructural changes and hardening mechanisms, in model PWR reactor pressure vessel steels. *J. Nucl. Materials*, **225**, 196-214
- Cahn, R. W. (2003): *The Coming of Materials Science*. Pergamon
- CFR (1996): Title 10, Part 50, Section 50.61, *Fracture Toughness Requirements for Protection Against Pressurized Thermal Shock Events*, Washington, DC
- Chapman, V. (1999): Using risk as an inspection tool. *Nucl. Eng. Intern.*, **10**, 53-54
- Chapman, V. (2002): The concept of the 'unknown' within a risk based in-service inspection programme. In: *Proc. Joint EC-IAEA Techn. Meeting "Improvements on In-service Inspection Effectiveness"*, Petten
- Chapman, J. R., Dimitrijevic, V. B. (1999): Challenges in using a probabilistic safety assessment in a risk informed process (illustrated using risk informed inservice inspection). *Reliability Eng. Syst. Safety*, **63**, 251-255.

- Chell, G. G., Haigh, J. R. and Vitek, V. (1981): A theory of warm prestressing: experimental validation and the implications for elastic plastic failure criteria. *Int. J. Fracture*, **17**, February, p. 61-81
- Chow, J., Kopp, R. J. and Portney, P. R. (2003): Energy Resources and Global Development. *Science*, **302**, 1528-1531
- Davidenkov, N. N. (1981): *Dynamic Strength and Brittleness of Metals*. Vol. 1, Naukova Dumka, Kiev
- Davies, M. (1999): A comparison of Western and Eastern nuclear reactor pressure vessel steels. *Int. J. Pressure Vessels Piping*, **76**, 163-208
- Davies, M., Ballesteros, A. (2003): Aspects of operational life management of nuclear power plants. In: M. Bieth et al. (eds) *Proc. Third Int. Conf. NDE in Relation to Structural Integrity for Nuclear and Pressurized Components*, EC JRC Report 20671EN, 310-316
- Davies, L. M., Gueorguiev, B. and Trampus, P. (2003): Role of NDT in Nuclear Power Plant Life Management. In: M. Bieth et al. (eds) *Proc. Third Int. Conf. NDE in Relation to Structural Integrity for Nuclear and Pressurized Components*, EC JRC Report 20671EN, 245-249
- Debarberis, L. et al. (2004): Uncertainties related to the surveillance programmes of RPV and their impact on lifetime management. In: *Proc. 26th ESReDA Seminar Lifetime Management of Industrial Systems*, Tampere, Finland
- Debarberis, L. et al. (2005): Semi-mechanistic analytical model for radiation embrittlement and re-embrittlement data analysis. *Int. J. Pressure Vessels Piping*, **82**, 195-200
- Devaux, J. et al. (2000): Evaluation of the Integrity of PWR Bimetallic Welds. *Trans. ASME*, **122**, 368-373
- Dobmann, G. (2003): Integrating Damage Monitoring to Ageing Management. In: *Proc. Int. Sem. Networking for Effective R&D*, Petten, 194-208
- Dreysse, H., Nieminen, R. M. and Wille, L. T. (2002): Preface. *Comp. Mat. Science*, **24**, xi-xii
- Elter, J. et al. (1997): PTS assessment – The basis of lifetime evaluation at Paks NPP. In: *Proc. IAEA Spec. Meeting on Pressurised Thermal Shock*, Esztergom, 347-354
- Engl, G., Trampus, P. (2002): Criteria and Recommendations for ISI Effectiveness Improvement. In: *Proc. Joint EC-IAEA Techn. Meeting “Improvements on In-service Inspection Effectiveness”*, Petten
- English, C. A., Phythian, W. J. (1998): Microstructural evolution in neutron irradiated reactor pressure vessel steels. In: *IAEA Working Document IWG-LMNPP-98/3 “Neutron Irradiation Effects in Reactor Pressure Vessel Steels and Weldments”*, Vienna, 398-437
- ENIQ (1997): European methodology for qualification of non-destructive tests, second issue. EUR 17299 EN
- ENIQ (2000): Appendix 3: Review of Risk Informed/based in-service inspection development in the USA and EC countries. In: *Discussion Document on Risk-informed In-service Inspection of Nuclear Power Plants in Europe*, Report Nr. 21
- EPRI (1993). BR-101747, *Common Ageing Terminology*
- Fekete, T. (2001): Extension of ACIB-RPV for Risk Informed Evaluation. In: *Proc. IAEA Techn. Meeting on Risk Informed Aspects of NPP Life Management – Emphasis on Integrity of Primary Circuit Components*, Budapest, 84-95
- Fil, N., Dragunov, Yu. G. and Denisov V. P. (2003): Historical Perspective on Design Basis Development for WWER Reactors. In: *Proc. Workshop on Redefining the Large Break LOCA: Technical Basis and its Implementations*. Zürich, **1**, 71-79

- Fischer, E. et al. (1999): Phased array techniques – Benefit in efficiency and effectiveness for nuclear and nonnuclear applications. In: Bieth, M. et al. (eds) *Proc. First Int. Conf. NDE in Relation to Structural Integrity for Nuclear and Pressurized Components*. Woodhead Publ. Ltd, Cambridge, EUR18674 EN, **2**, 544-555
- Fleming, K. N., Silady, F. A. (2002): A risk informed defense-in-depth framework for existing and advanced reactors. *Reliability Eng. Syst. Safety*, **78**, 205-225
- Flemings, M. C. (1999): What next for departments of materials science and engineering? *Ann. Rev. Mater. Science*, **1**, 1-23
- Francois, D., Pineau, A. (2001): Fracture of Metals. Part I: Cleavage Fracture. In: Bouchaud, E. et al. (eds) *Physical Aspects of Fracture*, Kluwer Academic Publishers, 15-33
- Frankfurt, V. I., Kupperman, D. S. (2001): Review of Electromagnetic NDT Methods for Monitoring the Degradation of Nuclear Reactor Components. *Mater. Eval.* **9**, 1053-1057
- Frei, Ch. W. (2004): The Kyoto protocol – a victim of supply security? or: if Maslow were in energy politics. *Energy Policy*, **32**, 1253-1256.
- Geraghty, J. E. (1996): Structural integrity of Sizewell B – the way forward. *Nucl. Energy*, **2**, 97-103.
- Gillemot, F., Trampus, P. and Rittinger, J. (1989): Evaluation of WWER-440 Surveillance at Paks NPS. In: Steele, L. E. (eds) *Radiation Embrittlement of Nuclear Reactor Pressure Vessel Steels - An International Review, Third Volume*, ASTM STP 1011, Philadelphia, 73-82
- Gillemot, F. et al. (1993): Surveillance Extension Experience at WWER-440 Type Reactors. Presented: *Joint IAEA/NEA Spec. Meeting Irradiation Embrittlement and Optimisation of Annealing*, Paris
- Gillemot F. (2001): Technical risk considerations for a VVER plant. In: *Proc. IAEA Techn. Meeting on Risk Informed Aspects of NPP Life Management – Emphasis on Integrity of Primary Circuit Components*, Budapest, 211-220
- Griffith, A. A. (1920): The Phenomena of Rupture and Flow in Solids. *Phil. Trans. Royal Society London*, **221**, 163-198
- Grigoriev, V. A., Dragunov, Yu. G. and Piminov, V. A. (2003): Rezultati analiza verojatnosztzyi razrusenyija korpuszov reaktorov VVER-440. In: *Szbor. 3-ja Haucsno-Tehnyicseszk. Konf. Obeszepecsenyije bezopasznosztzy AESZ sz VVER, Podolszk*, Vol **1**, 159-171
- Gueorguiev, B. et al. (2002): Integrated NPP Life Cycle Management – The Way to Preserve Generating Capacities. In: *Proc. Int. Symp. NPP Life Management*. Budapest, CN-92/70
- Gurovich, B. A. et al. (1997): Assessment of relative contributions from different mechanisms to radiation embrittlement of reactor pressure vessel steels. *J. Nucl. Materials*, **246**, 91-120
- Gurovich, B. A. et al. (2000): Intergranular and intragranular phosphorus segregation in Russian pressure vessel steels due to neutron irradiation. *J. Nucl. Materials*, **279**, 259-272
- Harrison, D. L., Warren, J. W. and Agarwal, D. C. (1997): An Overview of the U.S. Department of Energy Annealing Program. In: *Proc. Int. Conf. PLIM+PLEX*, Prague, 345-362
- Health and Safety Executive (1992): “Safety Assessment Principles for Nuclear Plants”, HMSO
- Hedden, O. F. (2000): Evolution of Section XI of the ASME Boiler and Pressure Vessel Code. *Transact. ASME*, **122**, 234-241

- Hiser, A. L. (1985): Correlation of Irradiation-Induced Transition Temperature Increases from  $C_v$  and  $K_{Jc}/K_{Ic}$  Data. NUREG/CR-5494
- Hordósy G., Hegyi Gy. (2005): A paksi atomerőmű tartályfala sugárkárosodásának vizsgálatához végzett reaktorfizikai számítások 4. Jelentés, KFKI-AEKI-RAL-2004/752/02/MO, Budapest
- Huber, R. (1996): How to replace a reactor pressure vessel. Nucl. Eng. Intern., **10**, 12-16
- IAEA (1975): Techn. Rep. Series No. 163. *Neutron Irradiation Embrittlement of Reactor Pressure Vessel Steels*, Vienna
- IAEA (1978): Safety Series No. 50-C-QA. *Quality Assurance for Safety in Nuclear Power Plants – A Code of Practice*, Vienna
- IAEA (1992): Safety Series No. 75-INSAG-6. *Probabilistic Safety Assessment*, Vienna
- IAEA (1996): INSAG-10. *Defense in depth in nuclear safety*, Vienna
- IAEA (1997): Management of Ageing of RPV Primary Nozzle, Co-ordinated Research Programme on ‘Pilot Studies on Management of Ageing of NPP Components’. Erve, M. (eds) Final Report
- IAEA (1998): Neutron Irradiation Effects in Reactor Pressure Vessel Steels and Weldments. Working Document IWG-LMNPP-98/3, Vienna
- IAEA (1999): Assessment and management of ageing of major nuclear power plant components important to safety: PWR pressure vessels. TECDOC-1120, Vienna
- IAEA (2001): Ref. Data Series No. 2. *Nuclear Power Reactors in the World*. Vienna
- IAEA (2002): GOV/2002/7, *Nuclear Technology Review*
- IAEA (2003): Ref. Data Series No. 2. *Nuclear Power Reactors in the World*. Vienna
- IEA/NEA/IAEA (2002): Innovative Nuclear Reactor Development – Opportunity for International Co-operation. Three-Agency Publication, Paris
- Interatomenergo (1984): Atomerőművek berendezéseinek és csővezetékeinek szilárdsági számítási normái. Ellenőrző számítás. A ridegtöréssel szembeni ellenállás számítása, MND 38.434.55-84
- Ishii, T. et al. (2002): Development of a non-destructive testing technique using ultrasonic wave for evaluation of irradiation embrittlement in nuclear materials. J. Nucl. Materials, **307-311**, 240-244
- Jackson, D. A., Doctor, S. R., Schuster, G. and Simonen, F. (2001): Developing a generalized flaw distribution for reactor pressure vessels. Nucl. Eng. Design, **208**, 123-131
- Jang, Ch. et al. (2003): The effects of the stainless steel cladding in pressurized thermal shock evaluation. Nucl. Eng. Design, **226**, 127-140
- Joosten, J. K. (1994): Nuclear Plant Life – A Business Decision. In: *Proc. Int. Conf. Nuclear Power Option*, Vienna. 575-592
- Kang, K.-S. (2006): The IAEA contributions to nuclear power plant life management. Presented in: *1st Biennial Conf. Through Life Toughness Prediction in Reactor Steels*, Hévíz.
- Kaplan, S., Garrick, B. J. (1981): On The Quantitative Definition of Risk. Risk Analysis, **1**, 11-27
- Katona T. et al. (2001): A Paksi Atomerőmű jövője, élettartam-gazdálkodás, élettartam-növelés. Műsz. Tudomány. **11**, 1355-1363
- Kocsis, I. (2004): A Paksi Atomerőmű Rt. 2003 évi működése, 2004 évi tervei. PA Rt. sajtótájékoztató. Budapest, január 16.

- Kryukov, A. M. et al. (1997): Basic results of the Russian WVER-1000 surveillance program. Nucl. Eng. Design, **173**, 333-339
- Kryukov, A. M. (2003): Irradiation embrittlement modelling for reactor pressure vessel materials. Presented in: *PECO Workshop on Radiation Embrittlement*, Petten
- KTA (1996): Komponenten des Primärkreises von Leichtwasserreaktoren; Teil 2: Auslegung, Konstruktion und Berechnung. KTA 3201.2
- Kupča, L., Beňo, P. (2000): Irradiation embrittlement monitoring of WVER-440/213 type RPVs. Nucl. Eng. Design, **196**, 81-91
- Kussmaul, K. (1984): German Basis Safety Concept rules out possibility of catastrophic failure. Nucl. Eng. Intern., **12**, 41-46
- Lake, J. A. (2002): The fourth generation of nuclear power. Progress in Nucl. Energy, **40**, 301-307
- Lin, T., Evans, A. G. and Ritchie, R. O. (1986): Statistical model of brittle fracture by transgranular cleavage, J. Mech. Phys. Solids, **34**, 477-496
- Lux, I. (1983): HEXAN-EVALU – A Monte Carlo Program System for pressure Vessel Neutron Irradiation Calculation. Research Report 210, Technical Research Centre of Finland, Helsinki
- Margolin, B. Z. et al. (2003): An engineering method for prediction of the fracture toughness temperature dependence for RPV steels. Int. J. Pressure Vessels Piping, **80**, 817-829
- Margolin, B. Z., Shvetsova, V. A. and Gulenko, A. G. (2002): Applicability of the master curve conception and the Prometey probabilistic model for fracture toughness prediction for RPV steels with various degree of embrittlement. In: *Proc. Seventh Int. Conf. Material Issues in Design, manufacturing and Operation of Nuclear Power Plants Equipment*, St.Petersburg, **Vol 1**, 231-253
- Marosi, S., Meskó, A. (1997): *A Paksi Atomerőmű földrendéssbiztonsága*. Akadémiai Kiadó
- Marshall, W. (1982): An Assessment of the Integrity of PWR Pressure Vessels. Second report of a study group, UKAEA, LWRSG(PV), Harwell, Oxfordshire, UK
- Massie, H. W. (1987): Time is running out for utilities. Nucl. Eng. Intern., **10**, 38-40
- Miller, M. K. et al. (2003): Atom probe tomography characterization of radiation-sensitive KS-01 weld. J. Nucl. Materials, **320**, 177-183
- MKR-SzHR (2000): Magyarázatok a "Módszertani útmutató VVER atomerőművek reaktortartályai üzemidejének meghatározásához". MKR-SzHR-2000, Szentpétervár (orosz nyelven)
- Mudry, F. (1987): A local approach to cleavage fracture. Nucl. Eng. Design, **105**, 65-76
- NBSz (2003): Reaktortartály PTS elemzése. Irányelv tervezet a Nukleáris Biztonsági Szabályzatok 3. kötetéhez. 3.17.v1T.
- NEA/CSNI/R (2003): *Proc. Workshop on Redefining the Large Break LOCA: Technical Basis and its Implementations*. Zürich
- NESC-1 (2001): NESC-1 Project Overview - Final Report. Bass, R., Wintle, J., Hurst, R.C. and Taylor, N. (eds), EUR 19051 EN
- NESC-2 (2003): Final Report, Brittle crack initiation, propagation and arrest of shallow cracks in a clad vessel under PTS loading. EUR 20696 EN. Eds. Stumpfrock, L. et al.
- Nikolaev, Yu. A., Nikolaeva, A. V. and Shtrombakh, Ya. I. (2002): Radiation embrittlement of low-alloy steels. Int. J. Pressure Vessels Piping, **79**, 619-636
- Norgett, M. J., Robinson, M. T. and Torrens, I. M. (1975): A proposed method of calculating displacement dose rates. Nucl. Eng. Design, **33**, 50-54

- Norms (1973): *Norms for Strength Calculations of Components of Reactors, Steam Generators, Vessels and Pipelines of Nuclear Power Plants, Test and Research Reactors and Plants*. Metallurgia, Moscow
- OAH (2000): Nukleáris Biztonsági Szabályzatok 3. kötet 3.1. sz. irányelve (1. verzió): Atomerőművi rendszerek és rendszerelemek biztonsági osztályba sorolásának alapelvei, Budapest
- OAH (2005): Nukleáris Biztonsági Szabályzatok 3. kötet: Atomerőművek tervezésének általános követelményei, Budapest
- Odette, G. R., Lombrozo, P. M. and Wullaert, R. A. (1985): Relationship Between Irradiation Hardening and Embrittlement of Pressure Vessel Steels. In: Garner F.A., Perrin J.S. (eds) *Effects of Radiation on Materials: Twelfth International Symposium*, ASTM STP 870, Philadelphia, 840-860
- Odette, G. R., Lucas, G. E. (1998): Recent progress in understanding reactor pressure vessel steel embrittlement. *Rad. Effects & Defects in Solids*, **144**, 189-231
- Oh, Y. J., Lee, B. S. and Hong, J. H. (2002): The effect of non-metallic inclusions on the fracture toughness master curve in high copper reactor pressure vessel welds. *J. Nucl. Materials*, **301**, 108-117
- OPB-88/97 (1998): General regulations on ensuring of nuclear power plants safety. NP-001-97 (PNAE G-01-011-97), Moscow
- Orowan, E. (1955): Energy criteria of fracture. *The Welding Journal*, **34**, 157s–160s
- Ortner, S. (2002): Factors affecting the shape of the ductile-to-brittle transition. *Int. J. Pressure vessels Piping*, **79**, 693-700
- Oszvald, F., Trampus, P. (1993): Analysis of the surveillance results at Paks nuclear power plant. In: Steele, L. E. (eds) *Radiation Embrittlement of Nuclear Reactor Pressure Vessel Steels: An International Review, Fourth Volume*, ASTM STP 1170, Philadelphia, 49-56
- Oszvald, F., Gillemot, F. and Tóth, L. (1995): Preliminary results of the surveillance extension program of NPP Paks. In: *Proc. IAEA Spec. Meeting on Irradiation Embrittlement and Mitigation*, Espoo
- Oszvald, F., Gillemot, F. (2001): Application of Master Curve concept on irradiated samples at Paks NPP. In: *Proc. IAEA Technical Meeting on Master Curve Testing and Results Applications*, Prague, 264-272
- Pageau, R., Thompson, P. and Nickerson, J. H. (2002): Long life in Canada. *Nucl. Eng. Intern.*, **4**, 22-24
- Pelli, R., Törrönen, K. (1994): State of the art review of thermal annealing. AMES Report No. 2., EUR 16278 EN
- Pellionisz, P. et al. (1989a): Monitoring acoustic emission at in-service hydrotest in nuclear power plant Paks. In: *Proc. IAEA Spec. Meeting on Experience and Further Improvement of In-Service Inspection Methods and Programmes of NPPs with Particular Emphasis on On-Line Techniques*, Plzen, 173-187
- Pellionisz, P., Szűcs, P. and Trampus, P. (1989b): Acoustic emission test of WWER-440 pressure vessel. In: Boogaard, J., van Dijk, G. M. (eds) *Proc. 12<sup>th</sup> World Conf. of NDT*, Elsevier Science Publishers B.V., Amsterdam, 11343-1136
- Petrequin, P. (1996): A review of formulas for predicting irradiation embrittlement of reactor vessel materials. AMES Report No. 6., EUR 16455 EN
- Péter, A., Fehérvári, A. (1986): Evaluation of acoustic emission events from testing of pressure vessels containing planar flaws. *Theor. Appl. Fract. Mech.* **5**, 17-22

- PISC (1992): Summary of the Three Phases of the PISC Programme. Report No. 17
- Pinczés, J., Szabó, D. and Palásti, J. (2000): The mechanized ISI of reactor pressure vessel and steam generator at Paks NPP. In: *Proc. Second Int. Conf. on NDE in Relation to Structural Integrity for Nuclear and Pressurized Components*, EPRI, Palo Alto, CA, **Vol. 2**, 143-148
- Planman, T., Pelli, R. and Törrönen, K. (1994): Irradiation embrittlement mitigation. AMES Report No. 1., EUR 16072 EN
- PNAE G-7-002-86 (1990): *Strength Calculations for Components and Pipelines of Nuclear Power Installations*, Energoatomizdat, Moscow
- Prillinger, G., Van Konynenburg, R. A. (1998): Neutron Exposure. In: *IAEA Working Document IWG-LMNPP-98/3 "Neutron Irradiation Effects in Reactor Pressure Vessel Steels and Weldments"*, Vienna, 251-300
- Prohászka J. (2001): *A fémek és ötvözetek mechanikai tulajdonságai*. Műegyetemi Kiadó
- Rasmussen, J. (1993): Market Economy, Management Culture and Accident Causation: New Research Issues? In: *Proc. 2<sup>nd</sup> World Congr. on Safety Science*, Budapest. 191-208
- RCC-M (2000): Design and Construction Rules for Mechanical Components of PWR Nuclear Islands. AFCEN, Paris
- RDEO (2000): Módszertani útmutató VVER atomerőművek reaktortartályai üzemidejének meghatározásához. RD EO 0353-02, Szentpétervár-Moszkva (orosz nyelven)
- Ritchie, R. O., Knott, J. F. and Rice, J. R. (1973): On the relationship between critical tensile stress and fracture toughness in mild steel. *J. Mech. Phys. Solids*, **21**, 395-410
- Robinson, M. T. (1994): Basic physics of radiation damage production. *J. Nucl. Materials*, **216**, 1-28
- Roche, B. (2002): Preparing for old age. *Nucl. Eng. Intern.*, **4**, 26-27
- Roos, E., Otremba, F. And Stumpfrock, L. (2000): MPA pressurized thermal shock experiments. In: *Proc. IAEA Spec. Meeting on Methodology and Supporting Research for the PTS Evaluation, Rockville, MD, USA*, **2**, 381-393
- Rosinski, S., Hardies, R. O. (2000): Pressurized thermal shock screening criteria reevaluation efforts – U.S. industry activities. In: *Proc. IAEA Spec. Meeting on Methodology and Supporting Research for the PTS Evaluation, Rockville, MD, USA*, **1**, 176-187
- RSK (1981): Guidelines for Pressurized Water Reactors. 3<sup>rd</sup> Edition
- Sauter, A. (1983): Influence of cladding on linear elastic RPV-analysis during loss of coolant accident. *Nucl. Eng. Design*, **76**, 347-358
- Schuster, G. J., Pardini, A. F., Crawford, S. L. and Doctor, S. R. (2000): Overview of fabricated flaw studies on RPV material from four canceled nuclear power plants. In: *Proc. Second Int. Conf. on NDE in Relation to Structural Integrity for Nuclear and Pressurized Components*, EPRI, Palo Alto, CA, **Vol. 1**, 539-558
- Seeger, A. (1958): On the Theory of Radiation Damage and Radiation Hardening. In: *Proc. 2<sup>nd</sup> UN Int. Conf. of Peaceful Uses of Atomic Energy*, Geneva, **6**, 250
- Seitz, F. (1952): Radiation effects in solids. *Phys. Today*, **6**, 6-9
- Server, W. L., Griesbach, T. J. (1993): Reactor vessel embrittlement management and lessons learned from Yankee Rowe. Presented: *Post SMiRT Meeting*, Paper 21. Paris
- Shah, V. N., Macdonald, P. E. (1993): *Aging and Life Extension of Major Light Water Reactor Components*. Eslevier, Amsterdam.
- Singh, B. N., Foreman, A. J. E. and Trinkaus, H. (1997): Radiation hardening revisited: role of intracascade clustering. *J. Nucl. Materials*, **249**, 103-115



- Singh, B. N. (2000): Impacts of cascade producing irradiations on microstructural modifications and global performance of materials. In: Raj, B. (eds.) *Proc. Int. Symp. Materials Ageing and Life management*, Allied Publishers, New Delhi, **2**, 823-836
- Sokolov, M. A., Nanstad, R. K. (2000): Comparison of Irradiation-Induced Shifts of  $K_{Jc}$  and Charpy Impact Toughness for Reactor Pressure Vessel Steels, NUREG/CR-6609, USNRC
- Somogyi, Gy., Szabó, D.(2003): A Paksi Atomerőműben lefolytatott roncsolásmentes anyagvizsgáló rendszer próbaminősítés tapasztalatai és azok alkalmazhatósága nem atomerőművi területeken. *Anyagvizsgálók Lapja*, **2**, 40-41
- Strupczewski, A. (2003): Accident risk in nuclear power plants. *Appl. Energy*, **75**, 79-86
- Szabolcs G. (1991): Törésmechanikai ellenőrző számítások. In: Gillemot, F., Rittinger, J. and Trampus, P. (eds) *A Paksi Atomerőmű reaktortartályainak megbízhatósága*. Kézirat
- Szatmáry Z. (2001): A jövő atomerőművei. *Műsz. Tudomány*, **11**, 1292-1299
- Szunyogh L. (2004): Anyagtudományi és technológiai kutatások, fejlesztések a PAE építésének és üzemeltetésének szolgálatában. *GÉP*, **LV**, 28-31
- TAGSI (1998): Response to NII Questions on Incredibility of Failure Safety Cases. TAGSI/P(97)140 Rev 6, AEA Technology, Risley
- Teller, E. (1979): *Energy from Heaven and Earth*. W. H. Freeman and Company, Washington
- Teller, E. (2001): *Memoirs, A Twentieth-Century Journey in Science and Politics*. Perseus Publishing, Cambridge, Massachusetts
- Trampus, P. (1990): Paks surveillance shows reactor vessels safe from embrittlement. *Nucl. Eng. Intern.* **7**, 38-40
- Trampus, P., Rónaky, J. (1990): Experiences of the Reactor Surveillance Programme at the Paks NPP. Presented: *Int. Conf. Radiation Material Science*, Alushta
- Trampus, P. (1991): A Paksi Atomerőmű reaktortartályainak első időszakos műszaki biztonságtechnikai felülvizsgálata. *Energia és Atomtechnika*, **XX**, 97-101
- Trampus, P. (1992): Reaktortartály ultrahangvizsgálatának továbbfejlesztése. In: *VIII. Roncsolásmentes Anyagvizsgáló Szeminárium Kiadványa*, Gyula, 73-79
- Trampus, P. (1993): Material Testing and Evaluation from the Point of View of the Nuclear Power Plant Safety. *Int. J. Pres. Ves. & Piping*, **55**, 187-202
- Trampus, P. (1995): Nyomottvízes reaktortartály beömlő cső szerkezeti integritása. In: *V. Törésmechanikai Szeminárium Kiadványa*, Miskolc-Tapolca, 69-73
- Trampus P. (1996): Az atomerőművek élettartam gazdálkodása. *Magyar Energetika*, **1**, 15-20
- Trampus P. (1999): Elvárások és gyakorlat az atomerőművi roncsolásmentes anyagvizsgáló rendszerek minősítése terén. *Anyagvizsgálók Lapja*, **2**, 48-50
- Trampus, P. (2002): Technical co-operation with Central and Eastern European countries with special focus on engineering aspects of lifetime optimisation. In: *Proc. Int. Symp. NPP Life Management*. Budapest, CN-92/P17
- Trampus P. (2003): A technológiai fejlődés tendenciáinak hatása az üzemközbeni ellenőrzés hatékonyságára. *Anyagvizsgálók Lapja*, **2**, 48-50
- Trampus P. et al. (2005): Külföldön végrehajtott roncsolásmentes vizsgálat minősítés hazai alkalmazásának tapasztalatai. *Anyagvizsgálók Lapja*, **2**, 48-51
- Tsujikura, Y. et al. (1999): Assuring a 60 year lifetime for Mihama 1. *Nucl. Eng. Intern.*, **12**, 13-16
- UN IPCC (2001): *Climate Change 2001: Mitigation. Third Assessment Report*, Cambridge University Press, Cambridge, UK

- US NRC (1975): Reactor Safety Study: *An Assessment of Accident Risks in U.S. Commercial Nuclear Power Plants*. WASH-1400 (NUREG-75/014)
- US NRC (1986): Regulatory Guide 1.99. Rev. 2. *Radiation Embrittlement of Reactor Vessel Materials*, Washington, DC
- US NRC (1987): Regulatory Guide 1.154, *Format and Content of Plant-Specific Pressurized Thermal Shock Safety Analysis Reports for Pressurized Water Reactors*, Washington, DC
- Vajda Gy. (1998): *Kockázat és biztonság*. Akadémiai Kiadó, Budapest
- Van Duysen, J. C. et al., (2003): Prediction of irradiation effects on nuclear reactors components (PERFECT). In: *Pre-proc. FISA 2003, EU research in reactor safety*, EC, Luxembourg
- VERLIFE (2003): Unified procedure for lifetime assessment of components and piping in WWER NPPs. EC 5th FP
- Von Neumann, J. (1955): Can We Survive Technology? *Fortune*, **6**, 106-152
- Wallin, K. (1984): The scatter in  $K_{Ic}$  results. *Eng. Fract. Mech.* **19**, 1085-1093
- Wallin, K., Saario, T. and Törrönen, K. (1984): Statistical model for carbide induced brittle fracture in steel. *Metal Science*, **18**, 13-16
- Wallin, K. (1994): Comparison of the scientific basis of Russian and European approaches for evaluating irradiation effects in reactor pressure vessels. AMES Study, Espoo
- Wallin, K., Planman, T. (2001): Unified reference fracture toughness design curves for reactor pressure vessel steels, Part 1 Final Report, VTT
- Wallin, K. (2003): Master Curve implementation of the warm pre-stress effect. *Eng. Fract. Mech.*, **70**, 2587-2602
- Webster, S., Bannister, A. (2000): Structural integrity assessment procedure for Europe – of the SINTAP programme overview. *Eng. Fract. Mech.* **67**, 481-514
- Weinberg, A. (2000): Some necessary conditions for the rebirth of nuclear energy. *Nucl. News*, **11**, 47-48
- Wigner, E. G. (1946): Theoretical Physics in the Metallurgical Laboratory of Chicago. *J. Appl. Physics*, **11**, 857-863
- Young, G. (2002): Arkansas' experience of a lifetime. *Nucl. Eng. Intern.* **4**, 16-20
- Zhang, X. Z., Knott, J. F. (1999): Cleavage fracture in bainitic and martensitic microstructures. *Acta mater.*, **47**, 3483-3495
- Zhang, X. Z., Knott, J. F. (2004): Review and perspective on approaches of evaluating cleavage fracture toughness of pressure vessel steels. In: *Proc. 12th Int. Conf. Nucl. Engineering*, Arlington, Virginia USA, ICONE12-49053
- Zsolnay É. (1991): Reaktordozimetria. In: Gillemot, F., Rittinger, J. and Trampus, P. (eds) *A Paksi Atomerőmű reaktortartályainak megbízhatósága*. Kézirat
- Zsolnay É., Czifrus Sz. and Fehér S. (2005): A paksi atomerőmű reaktortartály felügyeleti pozícióiban végzett reaktordozimetria vizsgálatok eredményeinek újra-értékelése az 1.-4. számú reaktorblokk vonatkozásában. Tanulmány. BME-NTI-287/2004-2005. Budapest